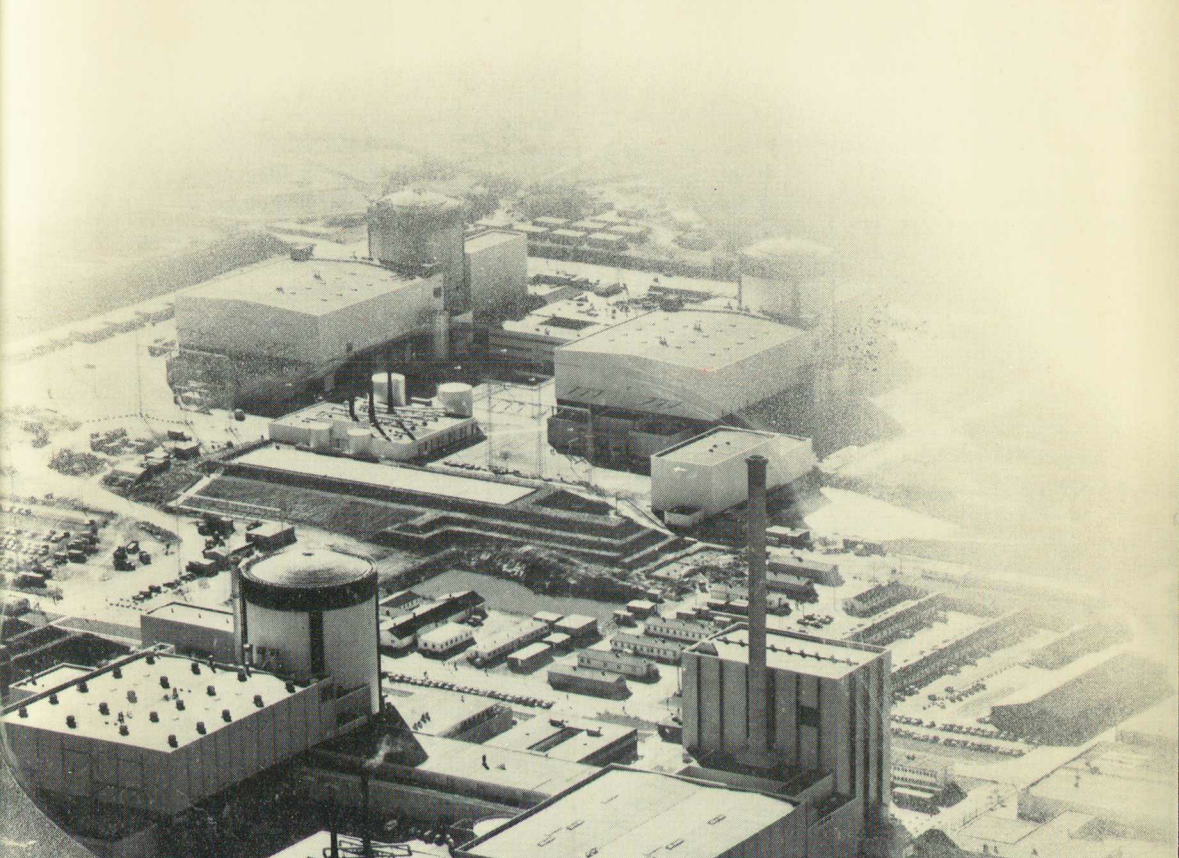


Säker kärnkraft?

Ref



Ur KB:s samlingar

Digitaliserad år 2013



National Library
of Sweden

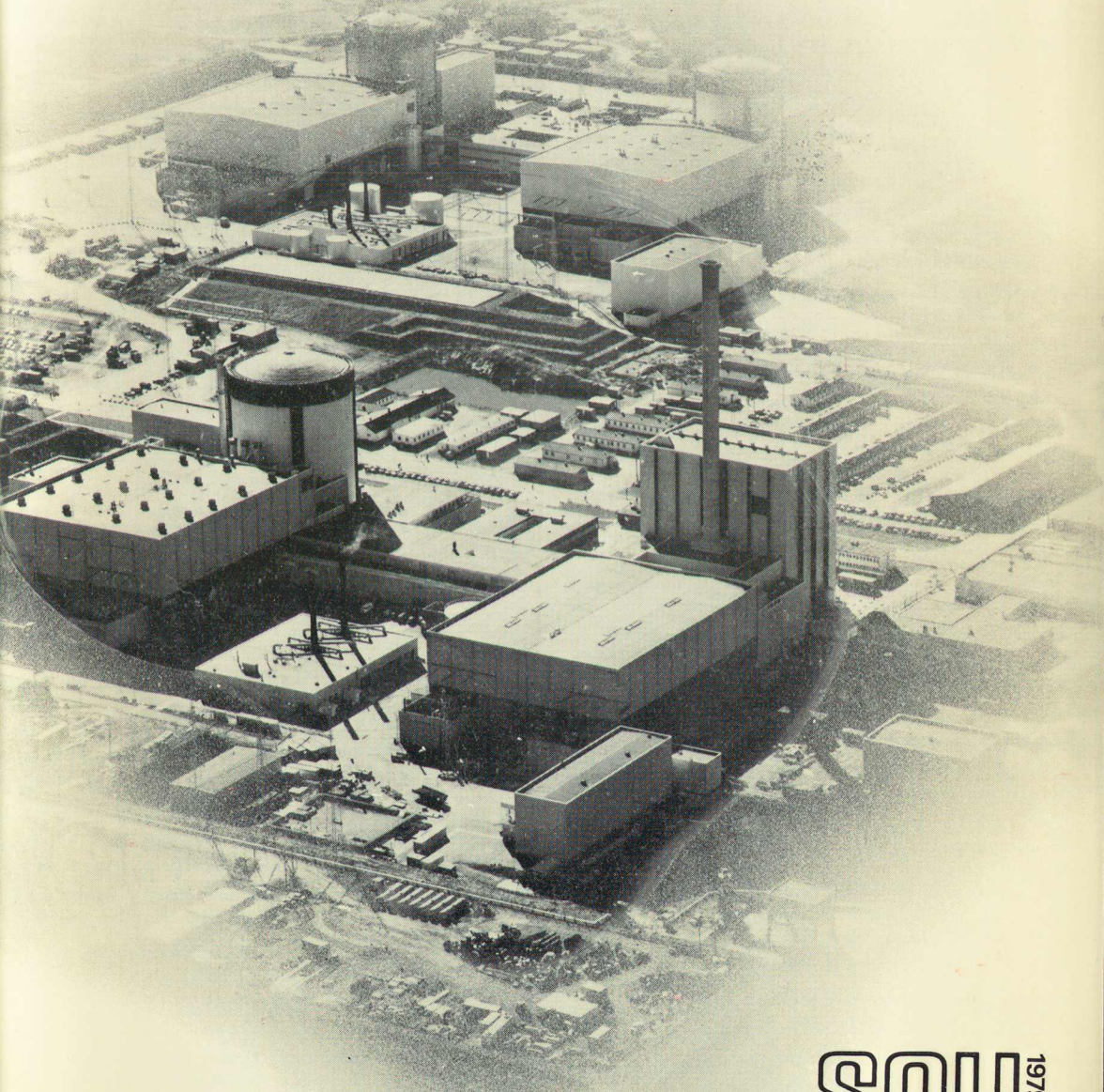


SOU 1979:86

Betänkande av Reaktorsäkerhetsutredningen

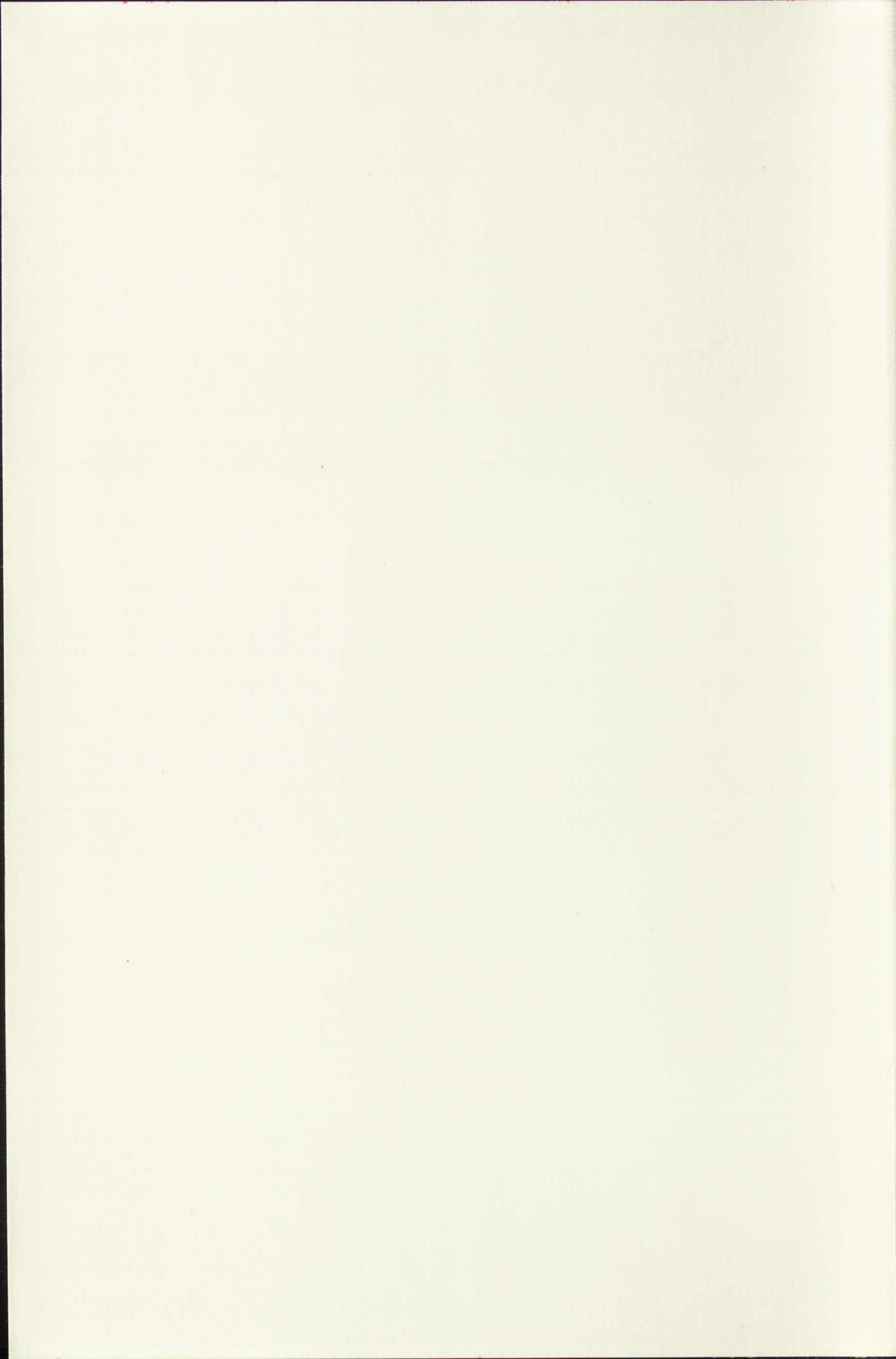
Säker kärnkraft?

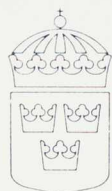
Ref



SOU 1979:86

Betänkande av Reaktorsäkerhetsutredningen





Statens offentliga utredningar

1979:86

Industridepartementet

Säker kärnkraft?

Betänkande av Reaktorsäkerhetsutredningen
Stockholm 1979

Typografi och omslag: LiberForm
Sättning: Delta Reprosätter
Tryckning av inlaga samt bokbinderi: LiberTryck
Tryckning av omslag: Jernström Offset AB
Teckningar: Kurt Simons
Omslagsfoto: BEWE-bild AB
ISBN 91-38-05237-7
ISSN 0375-250X

Till industridepartementet

Genom beslut den 26 april 1979 bemyndigade regeringen statsrådet Tham att tillkalla en kommitté med högst 12 ledamöter, med uppdrag att på grundval av bl.a. gjorda reaktorsäkerhetsstudier och olyckan vid kärnkraftverket Three Mile Island, block 2, dels överväga om det finns anledning att väsentligt omvärdera kärnkraftens risker, dels utreda vilka åtgärder som bör vidtagas för att stärka säkerheten vid de svenska kärnkraftverken.

Med stöd av bemyndigandet tillkallades den 9 maj 1979 professorn i hälsovårdslära vid karolinska institutet, chefen för omgivningshygieniska avdelningen vid statens naturvårdsverk Lars Friberg, dåvarande föreståndaren för statens kärnkraftinspektion, numera professorn i reaktorsäkerhet vid tekniska högskolan i Stockholm Arne Hedgran, professorn i kärnfysik vid universitetet i Lund Sven Johansson, professorn i zoofysiologi vid universitetet i Uppsala Kerstin Lindahl-Kiessling, överdirektören vid statens strålskyddsinstitut professorn Bo Lindell, universitetskanslern Hans Löwbeer, dåvarande professorn vid högskolan i Luleå numera föreståndaren för statens kärnkraftinspektion Lars Nordström, professorn i psykologi vid universitetet i Göteborg Lennart Sjöberg, docenten Evelyn Sokolowski vid Studsvik Energiteknik AB, generaldirektören vid statens haverikommission Göran Steen, forskningspsykologen vid arbetskyddsstyrelsens arbetsmedicinska avdelning Carin Sundström-Frisk och professorn i kärnkemi vid tekniska högskolan i Stockholm Torbjörn Westermark. Till ordförande utsågs Löwbeer.

Som sakkunnig utsågs den 14 maj 1979 departementssekreteraren vid industridepartementet Gösta Lindh och som experter den 1 juni 1979 byråingenjören vid statens kärnkraftinspektion Ambjörn Lindskog, den 25 juni 1979 överingenjören vid delegationen för energiforskning Per Strangert och den 1 juli 1979 docenten vid fysiska institutionen vid universitetet i Lund Ingvar Bergqvist, samt forskaren vid försvarets forskningsanstalt Gunilla Bergström.

Till sekreterare förordnades den 28 maj 1979 överingenjören vid försvarets forskningsanstalt Lars Högberg (huvudsekreterare), den 11 juni 1979 f sjöfartsrådet Gustaf Lindencrona samt den 25 juni 1979 överingenjören vid försvarets forskningsanstalt Nils Gyldén.

Utredningen – som vid sitt första sammanträde den 22 maj 1979 antog benämningen reaktorsäkerhetsutredningen – får härmed överlämna sitt betänkande "Säker kärnkraft?". Samtidigt överlämnas en bilagedel, innehållande bl. a. rapporter av konsulter m. fl. som anlitats av utredningen för särskilda utredningar och undersökningar. Utredningsuppdraget är därmed slutfört.

Stockholm den 19 november 1979

Hans Löwbeer

Lars Friberg

Arne Hedgran

Sven Johansson

Kerstin Lindahl-Kiessling

Bo Lindell

Lars Nordström

Lennart Sjöberg

Evelyn Sokolowski

Göran Steen

Carin Sundström-Frisk

Torbjörn Westermark

/Lars Högberg

Nils Gyldén

Gustaf Lindencrona

Innehåll

	Förord	8
	Läsanvisning	8
1	Säker kärnkraft?	9
	Sammanfattande analys, överbäganden och förslag i huvudfrågorna	
1.1	Teknisk bakgrund	9
1.2	Haveriförlopp och säkerhetssystem	17
1.3	Haveriförloppet vid kärnkraftblocket Three Mile Island nr 2 (TMI-2)	22
1.4	Teoretiska sannolikhetsanalyser	32
1.5	Kan ett haveri liknande det vid TMI-2 hända i Sverige?	34
1.6	Omvärdering av svensk kärnkraftsäkerhet?	36
1.7	Säkerhetshöjande åtgärder och forskning	45
2	Bakgrund – Direktiv – Arbetsätt	51
2.1	Tidigare utredningar	51
2.2	1979 års energipolitiska beslut och förarbetena härtill	54
2.3	Reaktorsäkerhetsutredningens direktiv m.m.	55
2.4	Utredningsarbetets bedrivande	57
3	Kärnkraftaggregat – uppbyggnad och funktion	63
3.1	Kärnkraftens utbyggnad i Sverige och i världen i övrigt	63
3.2	Hur fungerar kärnreaktorer?	64
4	Säkerhetsprinciper och säkerhetssystem	71
4.1	Hälsorisker från joniserande strålning	71
4.2	Reaktorhårdens innehåll av radioaktiva ämnen	78
4.3	Radioaktiva utsläpp vid normaldrift	78
4.4	Säkerhetsfilosofi	80
4.5	Säkerhetskrav	82
4.6	Säkerhetssystemens uppbyggnad och funktion	85
4.7	Operatörsutbildning	93
4.8	Drifterfarenheter och tillbud	95
5	Händelseförloppet vid TMI-2	99
5.1	Översiktlig beskrivning av kärnkraftblocket Three Mile Island nr 2 (TMI-2)	99
5.2	Det tekniska händelseförloppet	102
5.3	Radiologiskt händelseförlopp	119
5.4	Orsaksanalys	122
5.5	Vad hade hänt om...?	128

6	Säkerhetsanalys	131
6.1	Konstruktionsstyrande haverier m.m.	131
6.2	Analys av riskbidrag	132
7	Säkerhetshöjande åtgärder i anslutning till TMI-2	153
7.1	Bakgrund	153
7.2	Amerikanska krav på åtgärder som följd av TMI	153
7.3	De svenska reaktorinnehavarnas samt tillverkarnas synpunkter	154
7.4	SKI:s kommentarer	156
7.5	Icke avgjorda säkerhetsfrågor	156
8	Svensk reaktorsäkerhet	159
8.1	Inträffade tillbud	159
8.2	Kan ett haveriförlopp liknande det vid TMI-2 hända i Sverige?	163
8.3	Säkerheten vid svenska kokarreaktorer. Jämförelser med tryckvattenreaktorer och med amerikanska konstruktioner	168
8.4	Jämförelse av icke-tekniska säkerhetsfaktorer	171
8.5	Sammanfattande bedömningar av sannolikheten för haverier i svenska kärnkraftverk	173
8.6	Risker vid ett svenskt kärnkraftprogram. Skadeverkningar vid olyckor	174
9	Säkerhetshöjande åtgärder	179
9.1	Utgångspunkter	179
9.2	Rollfördelning och organisation	182
9.3	Konstruktion och utförande	184
9.4	Utsläpps begränsande åtgärder	188
9.5	Människa-maskin-frågor	193
9.6	Personal – rekrytering och utbildning	195
9.7	Normaldrift	198
9.8	Haveriberedskap	200
9.9	Händelseuppföljning, felanalys och erfarenhetsåterföring	203
9.10	Tids- och åtgärdsplan	206
10	Forskning	207

	Appendix	213
A 1	Utredningens direktiv	213
A 2	Gällande svenska och amerikanska bestämmelser och deras tillämpning	216
A 3	Förteckning över kontakter med myndigheter, företag, organisationer och enskilda experter	226
A 4	Förteckning över rapporter m. m. ingående i bilaga (Ds I 1979:22)	228
A 5	Litteraturförteckning	229
A 6	Kemenykommissionens sammanfattande överväganden ("Overview") i svensk översättning	233

Förord

Enligt direktiven har reaktorsäkerhetsutredningens uppdrag avgränsats till två huvuduppgifter, nämligen dels att överväga om det finns anledning till ändrade bedömningar av säkerheten i samband med produktion av elektrisk energi i kärnkraftverk, dels att ge förslag om säkerhetshöjande åtgärder vid de svenska kärnkraftverken och om forskning kring sådana åtgärder.

Utredningen vill framhålla, att härav följer,

- att* utredningen *inte* har behandlat kärnkraftens totala riskbild utan endast reaktorsäkerhetsfrågor,
- att* utredningen *inte* har haft att bedöma om kärnkraftens risker är godtagbara eller ej med hänsyn till de alternativ som står till buds och verksamhetens sociala nytta, och
- att* utredningen *inte* heller har haft att ta ställning till om kärnkraft i fortsättningen skall användas för elenergiproduktion eller ej.

Läsanvisning

Kapitel 1 redovisar i avsnitt 1.6 utredningens överväganden i huvudfrågan, nämligen om det finns anledning att väsentligt omvärdera kärnkraftens risker mot bakgrund av vad som har hänt vid TMI-2 och en genomgång av tidigare säkerhetsanalyser. Kapitlet inleds med en fyllig sammanfattning av det underlag för utredningens överväganden, som redovisas i kapitel 2–8. Kapitel 1 avslutas med en översikt över utredningens förslag till säkerhetshöjande åtgärder och forskning. Dessa förslag redovisas och motiveras mer utförligt i kapitel 9 och 10.

I kapitel 1 har vi så långt möjligt undvikit att använda ord och begrepp som förutsätter särskilda fackkunskaper. Detta har inte helt kunnat undvikas i kapitel 4–10, där den fackmässiga diskussionen med nödvändighet blir mer ingående. Kapitel 2 och 3 ger därför teknisk och annan bakgrundsinformation. Använda fackbegrepp och samband förklaras vanligen i särskilda faktarutor, avgränsade med blått.

1 Säker kärnkraft?

Sammanfattande analys, överbäganden och förslag i huvudfrågorna

1.1 Teknisk bakgrund

För att kunna föra en diskussion om kärnkraftsäkerhet och förstå vad som hände vid reaktorn Three Mile Island nr 2 (TMI-2) utanför Harrisburg i USA är det nödvändigt med ett visst översiktligt kunnande om kärnkraftverks tekniska uppbyggnad och funktion. Därför inleds även detta sammanfattande kapitel med en kort presentation av den tekniska bakgrunden. En utförligare beskrivning återfinns i kapitel 3 och 4.

Tryckvattenaggregat och kokaraggregat

I ett kärnkraftaggregat får man elektrisk energi genom att utnyttja energi som frigörs när uranatomer klyvs (se faktaruta 1.1). Kärnkraftaggregatet består av en reaktor, där klyvningen av uranatomerna åstadkommer höga temperaturer. Värmen används för att omvandla vatten till ånga som får driva en turbin, kopplad till en elgenerator.

Det finns en rad olika typer av reaktorer som används i kärnkraftaggregat. I Sverige förekommer numera endast s.k. lättvattenreaktorer. De kännetecknas av att reaktorhärden, där kärnreaktionerna och därmed värmealstringen sker, befinner sig under vatten i en stor trycktank, reaktorkärlet. Detta är helt eller delvis fyllt med vatten, beroende på reaktortypen. Vattnet omvandlas till ånga, som driver en turbin. Ångan kondenseras sedan genom avkylning med vatten och vattnet går tillbaka till ny uppvärmning i reaktorhärden. Kondensorn kan kylas med havs-, sjö- eller flodvatten eller med vatten som pumpas runt genom stora kyltorn och där kyls med luft. Sådana kyltorn används vid kärnkraftanläggningen på Three Mile Island och ger anläggningen dess nu välbekanta silhuett.

I den typ av reaktor som kallas kokarreaktor är reaktorkärlet fyllt med en blandning av ånga och vatten. Vattnet kokar vid 285°C och vid ett tryck som är ca 70 gånger det vanliga lufttrycket. Ångan driver sedan direkt en turbin. Därpå kyls och kondenseras ångan till vatten i en kondensorn, där kallt kylvatten, t.ex. havsvatten, förs in och ut i ett rörledningssystem. Kylvattnet genom kondensorn kommer dock aldrig i direkt kontakt med ånga och vatten som passerar igenom reaktorhård och turbin.

I tryckvattenreaktorn är reaktorkärlet helt fyllt med vatten, trycket höjt till cirka 155 gånger det vanliga lufttrycket och temperaturen till 315°C. Det heta vattnet, som vid detta tryck inte övergår till ånga, leds i ett slutet system (primärkretsen) till en ånggenerator. Där förångas vatten i en yttre ångkrets (sekundärkretsen). Ångan driver en turbin och avkyls på

Atomer och kärnklyvning

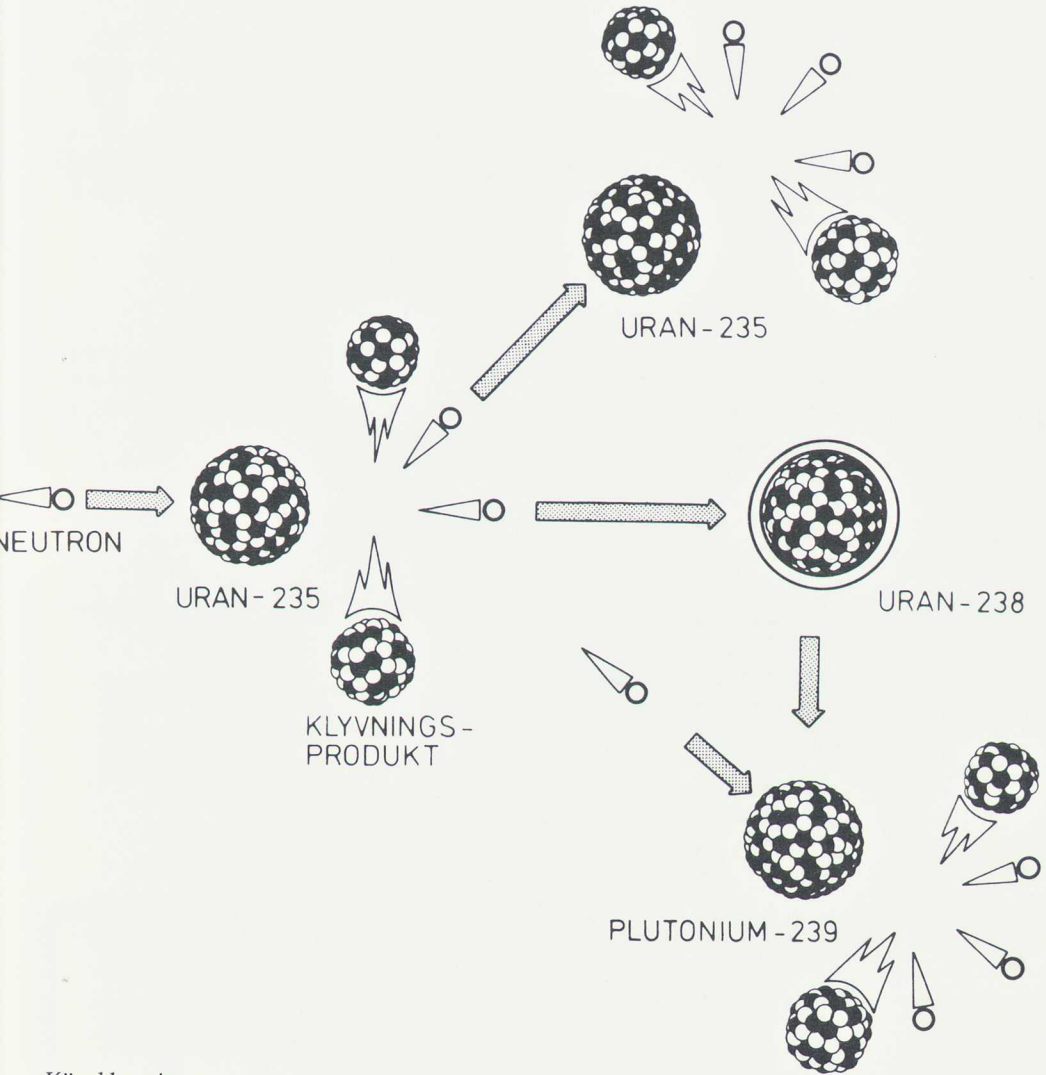
All materia är uppbyggd av atomer av olika grundämnen såsom väte, syre, kol, kväve etc. Atomerna består av en kärna omgiven av ett hölje av elektroner. Elektronen är en sk elementarpartikel med negativ elektrisk laddning. Atomkärnan är uppbyggd av protoner och neutroner. Protonen är en elementarpartikel med positiv elektrisk laddning och en massa närmare 2000 gånger elektronens. Den utgör kärnan i den enklaste atomen, väteatomen. Neutronen är en elektriskt neutral (oladdad) elementarpartikel med praktiskt taget samma massa som protonen.

Uranatomer består av 92 protoner och ett varierande antal (135–148) neutroner. Olika uranatomer kan således ha olika massa beroende på hur många neutroner som ingår. Alla atomer av samma grundämne har samma antal protoner i kärnan. Antalet protoner bestämmer kärnans elektriska laddning och därmed, via elektronhöljet, grundämnets kemiska egenskaper. Atomer av samma grundämne men med olika massa genom olika antal neutroner kallas isotoper. Den i naturen vanligaste uran-isotopen är uran-238 (92 protoner och 146 neutroner).

Isotopen uran-235 (92 protoner och 143 neutroner) har den viktiga egenskapen att kunna klyvas i två lättare atomkärnor (t ex krypton och barium) när urankärnan träffas av en neutron. Vid klyvningen bildas också 2 à 3 nya neutroner (se figur), som i sin tur kan klyva nya uranatomer. På så sätt kan en kedjereaktion uppstå och vidmakthållas. Vid kärnklyvningen frigörs energi, ursprungligen bunden i urankärnan. Huvuddelen av denna energi omvandlas så småningom till värmeenergi. De lättare atomer som bildas vid klyvningen av urankärnan kallas klyvningsprodukter.

Av figuren framgår att en neutron också kan fångas in av en atom av isotopen uran-238. Denna omvandlas då till plutonium-239, en atomkärna som också är klyvbar i en kedjereaktion. Detta sker i viss omfattning i alla kärnreaktorer. Särskilt utnyttjas detta fenomen i den särskilda reaktortyp som kallas bredreaktor (av engelskan breed = avla). Där tillvaratas neutronerna så effektivt att man får fler klyvbara plutoniumatomer genom bestrålning av uran-238 än man förbrukar genom klyvning av den ursprungliga bränsleladdningen. Härigenom kan man utnyttja den mycket vanligare förekommande isotopen uran-238 för framställning av reaktorbränsle trots att isotopen som sådan inte är direkt användbar för detta ändamål.

1:1



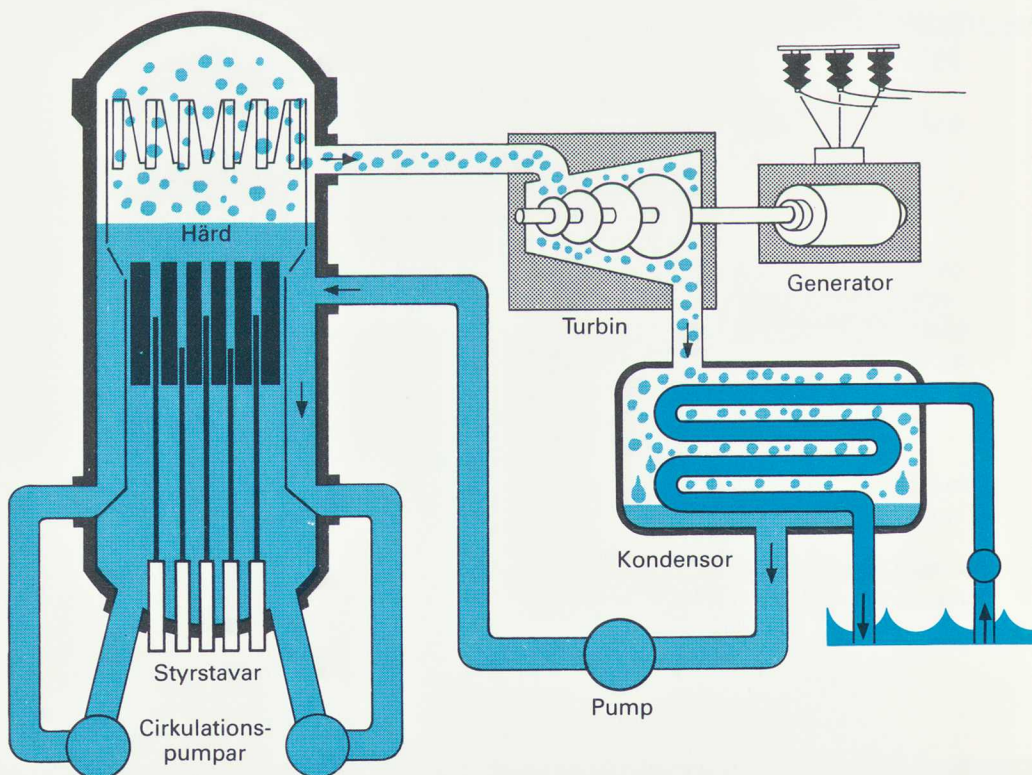
Kärnklyvningsprocessen
Källa: AKA-utredningen

samma sätt som i kokareaktorn. I tryckvattenreaktorn kommer således vattnet och vattenångan i turbinkretsen aldrig i direkt kontakt med reaktorhärden.

Figureerna 1.1 och 1.2 visar den principiella uppbyggnaden av de båda reaktortyperna.

Från energiutvinningssynpunkt är de båda reaktortyperna likvärdiga. Omkring två tredjedelar av värmeenergin förs bort med kylvattnet. Ett kärnkraftaggregat om cirka 1000 megawatt elektrisk effekt klarar att försörja en stor stad som t.ex. Göteborg med elektrisk energi. Den spillvärme som går bort med kylvattnet under ett års full drift motsvarar ungefär vad som går åt till lokaluppvärmning i samma stadsområde under ett år.

Figur 1.1
Principskiss av ett kärnkraftaggregat med kokareaktor (BWR). Ånga som avkokas från reaktorn lämnar en del av sin energi i turbinen. Resten av energin lämnas i kondensorn där ångan kyls ned och kondenserar till vatten. Kondensorn kyls i sin tur med vatten utifrån, t.ex. havsvatten.



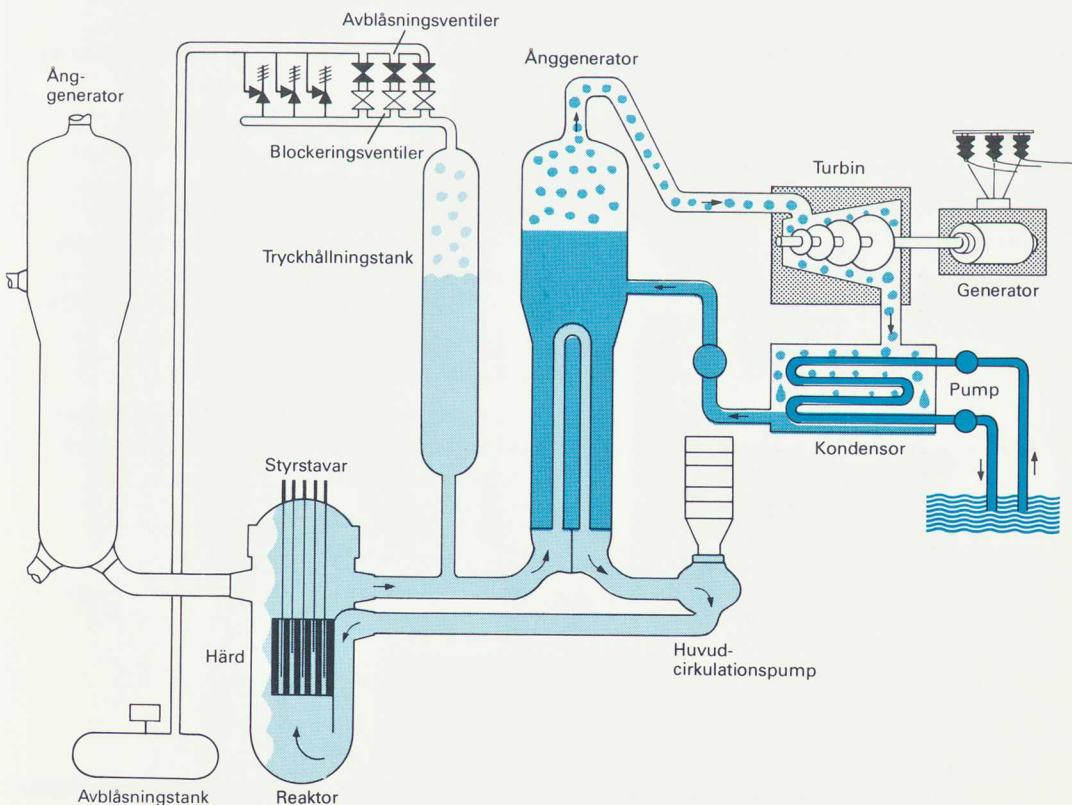
Både tryckvattenaggregat och kokaraggregat ingår i det svenska kärnkraftsprogrammet. Tryckvattenreaktorn (PWR) tillverkas av det amerikanska företaget Westinghouse, kokarreaktorn (BWR) tillverkas av Asea-Atom. Tabell 1.1 upptar dels aggregat som tagits i drift, dels aggregat för vilka koncession beviljats och byggnadsarbeten påbörjats. Av de senare är Ringhals 3 och 4 samt Forsmark 1 och 2 i stort sett färdigställda.

Utsläpp av radioaktiva ämnen under normal drift

Reaktorhärden är en oerhört intensiv källa till joniserande strålning av alla slag (se faktaruta 1.2). Vattnet i reaktortanken, den 15–25 cm tjocka tankväggen av stål samt betongväggar i reaktorbyggnaden på tillsam-

Figur 1.2

Principskiss av ett kärnkraftaggregat med tryckvattenreaktor (PWR). En tryckvattenreaktor arbetar med två skilda värmetransportsystem. Själva reaktorn ingår i ett primärsystem som arbetar med vatten under högt tryck. I en ånggenerator alstrar det heta vattnet i primärsystemet ånga i ett sekundärsystem. Ågan i sekundärsystemet driver sedan en turbin, varefter den kyls ned i en kondensor på samma sätt som i ett kokaraggregat.



Joniserande strålning

Joniserande strålning är ett samlande namn på strålning som kan orsaka att elektroner (jfr nedan) slits loss från de atomer och molekyler som all materia är uppbyggd av. Man säger då att atomerna eller molekylerna *joniseras*. Sker detta i levande materia, tex i en cell, kan detta innebära att de kemiska livsprocesserna påverkas.

Joniserande strålning utsänds av radioaktiva ämnen. Den kan också alstras på annat sätt, tex i röntgenrör. Ibland används den fysikaliskt sett felaktiga benämningen *radioaktiv strålning* i stället för joniserande strålning.

Olika typer av joniserande strålning

Följande typer av joniserande strålning är främst av intresse i detta betänkande:

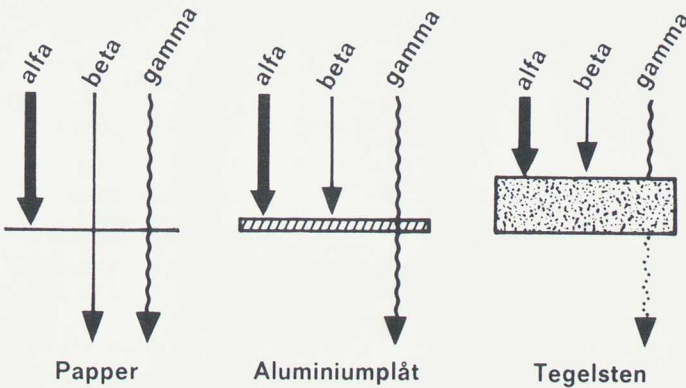
gamma- och röntgenstrålning:	Detta är sk elektromagnetisk strålning med mycket kort våglängd – tusentals till miljonen gånger kortare än tex hos synligt ljus som också är elektromagnetisk strålning.
betastrålning:	Betastrålning består av elektroner. Elektroner är de elementarpartiklar som är bärare av den negativa elektriska enhetsladdningen. Elektroner ingår bla i ytterhöljet på de atomer och molekyler varav all materia är uppbyggd.
alfastrålning:	Alfastrålning består av alfapartiklar, dvs atomkärnor av grundämnet helium. Alfapartiklarna är positivt elektriskt laddade.
neutronstrålning:	Denna består av neutroner, dvs elementarpartiklar med i stort sett samma massa som väteatomens kärna men utan elektrisk laddning.

Genomträngningsförmågan för alfa-, beta- och gammastrålning belyses i figuren intill. Alfastrålningens räckvidd är bara några centimeter i luft och någon hundradels till någon tiondels millimeter i kroppens vävnader.

Betastrålningens räckvidd i luft är av storleksordningen meter och i kroppsvävnaderna upp mot en centimeter, beroende av betapartiklarnas rörelseenergi.

Gammastrålningen, som är av samma natur som röntgenstrålning, dvs en elektromagnetisk vågrörelse, har till skillnad mot alfa- och betastrålningen stor genomträngningsförmåga, liksom neutronstrålningen.

Genomträngningsförmågan för alfa-, beta- och gammastrålning.



Naturligt förekommande strålning

Allt omkring oss och även vår egen kropp innehåller naturligt radioaktiva ämnen som ständigt utsätter oss för joniserande strålning. Därtill kommer joniserande strålning från solen och världsrymden (kosmisk strålning). Av de stråldoser vi på detta sätt får kommer i genomsnitt omkring en femtedel från naturligt radioaktiva ämnen i kroppen. Omkring en tredjedel kommer från kosmisk strålning. Resten, dvs omkring hälften av den årliga stråldosen, kommer från naturligt radioaktiva ämnen i mark och byggnader. Stråldosen från mark och byggnader kan dock variera starkt beroende på var i landet man bor, vad husen där man vistas är byggda av och till och med var i husen man huvudsakligen vistas. Olika personer kan därför mycket väl uppvisa skillnader på 20 procent eller i en del fall ändå mer i den totala årliga stråldosen från naturligt radioaktiva ämnen.

Tabell 1.1 Svenska kärnkraftaggregat

Anläggning	Ägare	I drift år	Typ	Netto- effekt MW
Oskarshamn 1	OKG ^a	1972	BWR	460
Oskarshamn 2	OKG	1974	BWR	580
Ringhals 1	Vattenfall	1976	BWR	750
Ringhals 2	Vattenfall	1975	PWR	800
Barsebäck 1	Sydskraft	1975	BWR	580
Ringhals 3	Vattenfall		PWR	915
Barsebäck 2	Sydskraft	1977	BWR	580
Forsmark 1	FKA ^b		BWR	900
Ringhals 4	Vattenfall		PWR	915
Forsmark 2	FKA		BWR	900
Oskarshamn 3	OKG		BWR	1.050
Forsmark 3	FKA		BWR	1.050
Summa				9.480

^a Oskarshamns kraftgrupp AB, i vilket företag Sydkraft AB är största intressent.

^b Forsmarks kraftgrupp AB, som ägs till ca 75% av statens vattenfallsverk (Vattenfall).

mans några meters tjocklek svarar för att den direkta strålningen från reaktorhärden stoppas upp.

Bränslestavarna i reaktorhärden skall i princip vara fullständigt täta, men det går inte att undvika ett visst läckage under normal drift. Det som främst läcker ut är gasformiga ämnen, såsom isotoper av ädelgaserna xenon och krypton, isotoper av jod i ångform samt tritium, en radioaktiv väteisotop (se faktaruta 1.3). Därför innehåller det vatten som passerar genom reaktorhärden vissa radioaktiva föroreningar. En del av dem bildas också genom den intensiva bestrålning vattnet och i detta lösta föroreningar utsätts för i reaktorn.

De gasformiga föroreningarna i reaktorvattnet får avklinga i en s.k. fördröjningskammare. De fortfarande något radioaktiva gaserna släpps därefter ut genom anläggningens skorsten. Små mängder radioaktiva ämnen släpps också ut med det utgående havsvattnet i det yttre kylsystemet.

Mängden utsläppta radioaktiva ämnen mäts fortlöpande. Gränserna för högsta tillåtna utsläpp anges i Sverige av strålskyddsinstitutet. Utsläppsgränserna bestäms med hänsyn till hälsoriskerna, dels för dem som bor nära reaktorn, dels för befolkningen i stort och på lång sikt.

Det har länge rått en utbredd enighet om att hälso- och miljöriskerna från de radioaktiva utsläppen vid normal drift av kärnkraftverk är små jämfört med motsvarande hälso- och miljörisker vid de flesta andra energislag.

Diskussionerna kring kärnkraftens risker har därför på senare år främst ägnats riskerna för att någon del av den stora mängden radioaktiva ämnen i reaktorhärden skulle kunna spridas till omgivningen. Detta skulle kunna ske dels i samband med omhändertagandet av utbränt kärnbränsle för slutförvaring – med eller utan uppärbetning – dels i samband med reaktorhaverier. Därtill har kommit de mer säkerhetspolitiskt betonade diskussionerna kring möjliga samband mellan kärnkraft och spridning av kärnvapen.

1.2 Haveriförlopp och säkerhetssystem

Barriärer mot utsläpp av radioaktiva ämnen

För att stora mängder radioaktiva ämnen skall kunna frigöras från reaktorhärden och slippa ut till omgivningen måste en rad olika barriärer genombrytas.

Radioaktivt sönderfall. Halveringstid

1:3

Atomkärnorna i ett radioaktivt ämne är instabila. Det innebär att de omvandlas till andra, stabila atomkärnor genom radioaktivt sönderfall. Därvid utsänds joniserande strålning. (Faktaruta 1.2).

Sönderfallet går med en bestämd hastighet för varje typ av radioaktivt ämne (radioaktiv isotop). Hur snabbt ett radioaktivt ämne sönderfaller anges ofta med *halveringstiden*. Halveringstiden är den tid det tar för hälften av antalet ursprungligen närvarande atomkärnor att sönderfalla. Om man från början har 1 000 atomkärnor återstår det efter en halveringstid i genomsnitt bara 500, efter två halveringstider 250 och efter tre halveringstider 125 osv.

Med *aktiviteten* hos ett radioaktivt ämne avses antalet sönderfall per sekund. Aktiviteten beror dels på hur stor mängd man har av ämnet, dels på hur snabbt det sönderfaller, dvs halveringstiden.

Aktiviteten har hittills mätts i curie (Ci). En curie är 37 miljarder sönderfall per sekund. När det gäller radioaktiva ämnen i miljön talar man ofta om så låga aktiviteter som picocurie. En picocurie är en miljondels miljondels curie eller 2,22 sönderfall per minut.

Enligt SI-systemet för olika måttenheter skall i fortsättningen användas enheten 1 becquerel (Bq), som är ett sönderfall per sekund.

$$1 \text{ Ci} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$$

Den första barriären består av själva bränslekutsarna av urandioxid (se figur 1.3). Urandioxiden är ett keramiskt material med god förmåga att binda en stor del av klyvningsprodukterna. Det har vidare hög smältpunkt, ca 2850°C.

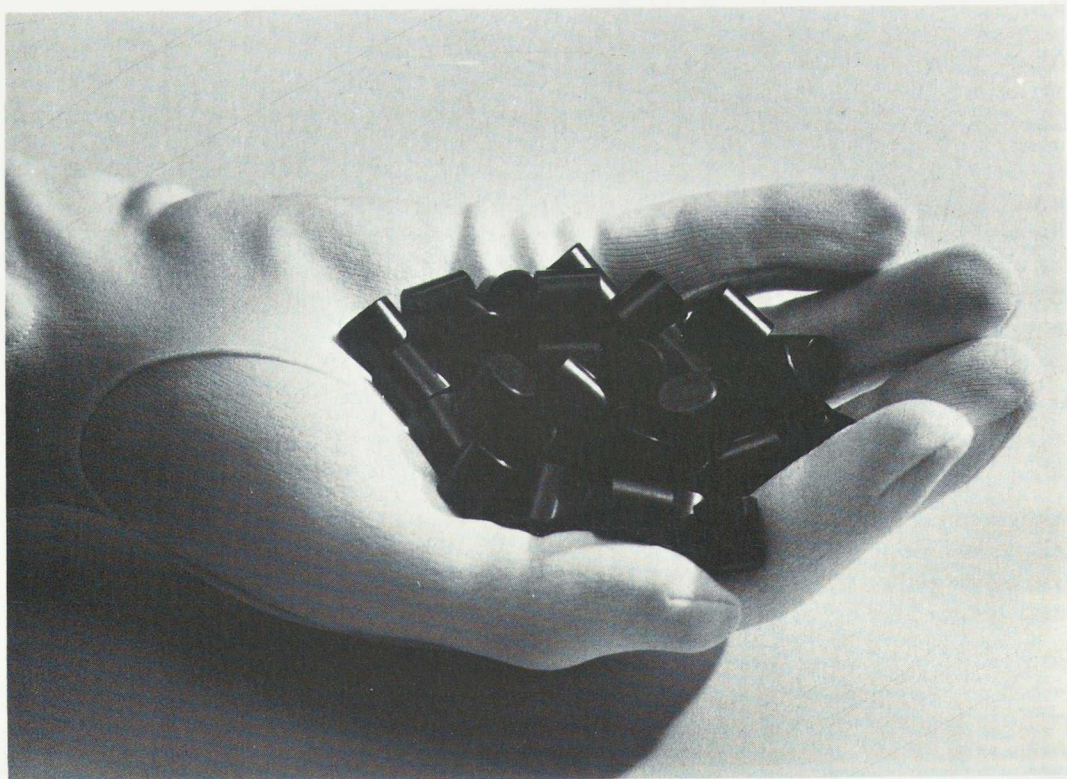
Den andra barriären utgörs av de helt tillslutna rör av zirkoniumlegering som urankutsarna är inneslutna i. De företrädesvis gasformiga radioaktiva klyvningsprodukter som under normal drift slipper ut från urankutsarna stannar således i utrymmet mellan kutsarna och kapslingsrören.

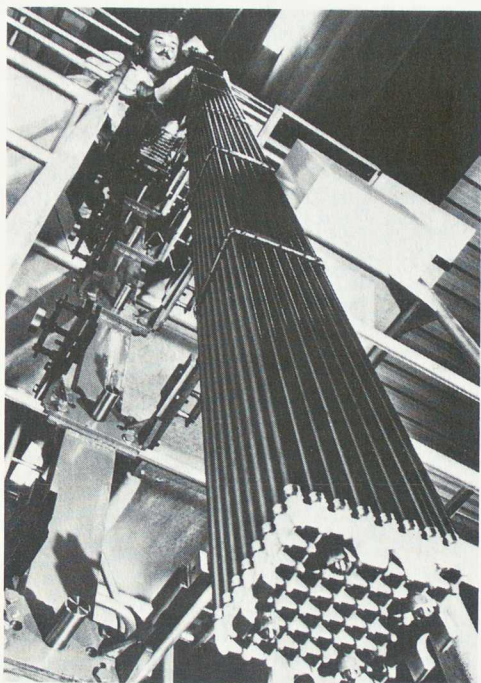
Den tredje barriären utgörs av reaktortanken (reaktorkärlet) med anslutande rörsystem. Dessa har vid normal drift ingen förbindelse till den yttre omgivningen annat än via noggrannt kontrollerade avklingningstankar och filter. Vid haveriförlopp skall automatiska system se till att de radioaktiva ämnena isoleras fullständigt gentemot omgivningen.

Den fjärde barriären utgörs av den s.k. reaktorinneslutningen d.v.s. den byggnad som omger själva reaktortanken och vissa delar av de därtill

Figur 1.3

Bränslekutsar av urandioxid (foto: Lennart Olsson, Västerås)





*Figur 1.4
Knippe av bränslestavar till
kokarreaktorn. De 4 m långa
rören av zirkoniumlegering
innehåller urandioxidkulsar
av den typ som visas i figur 1.3.
(foto: Lennart Olsson, Västerås)*

anslutna systemen för cirkulation av kylvatten och ånga. Vid haveriförlopp får man normalt räkna med vissa utsläpp av radioaktiva ämnen från reaktortanken och de delar av rörsystemet som ligger inom inneslutningen, t.ex. genom att säkerhetsventiler öppnar eller genom att själva haveriet utgörs av ett rörbrott. Reaktorinneslutningen är byggd för att klara stora påkänningar vid ett haveri utan att radioaktiva ämnen läcker ut till omgivningen.

Fysikaliskt möjliga haveriförlopp som kan leda till stora radioaktiva utsläpp

De svåraste haveriförlopp som är fysikaliskt möjliga i en lättvattenreaktor leder till förlust av det kylvatten som omger reaktorhärden. I lättvattenreaktorn fungerar kylvattnet samtidigt som moderator, d.v.s. vattnet bromsar neutronerna till lagom hastighet för att uranatomerna skall kunna klyvas i en kedjereaktion (se faktaruta 1.1). Om kylvattnet försvinner stoppas således kärnklyvningen och därmed huvuddelen av energiutvecklingen i reaktorhärden. En lättvattenreaktor kan bl.a. därför aldrig explodera som en kärnladdning, d.v.s. genom att mycket stora mängder kärnenergi plötsligt frigörs. Brott på själva reaktortanken skulle troligen ge de svåraste haveriförloppen. De framstår samtidigt som de mest osannolika haveriförloppen enligt senare redovisade riskanalyser.

Tankbrott leder troligtvis även till omfattande skador på reaktorinneslutningen och till att stora delar av härdens innehåll av radioaktiva ämnen slipper ut till omgivningen på kort tid. Vid mindre plötsliga och våldsamma haveriförlopp hinner säkerhetssystemen snabbstoppa kärnklyvningen i reaktorhärden. Fortfarande utvecklar då sönderfallet av klyvningsprodukterna i härden så mycket värme (den s.k. resteffekten) att utebliven kylning medför att kärnbränslet överhettas och i värsta fall smälter ned. Om kapslingstemperaturen når 800–900°C (mot normala ca 350°C) spricker kapslingsrören. Genom sprickorna läcker i första hand gasformiga klyvningsprodukter som ädelgaser och jod ut i reaktortanken och anslutna rörsystem.

Vid ännu högre temperaturer, över ca 1.200–1.400°C förstörs zirkoniumkapslingen helt och hela härden kan rasa ihop och så småningom smälta ned. Om härden genomströmmas av vattenånga, vilket är troligt, påskyndas förloppet vid dessa höga temperaturer av att zirkoniet förenar sig med syret i vattnet, varvid stora mängder värme frigörs. Vidare bildas stora mängder vätgas.

Smälter härden frigörs alla gasformiga klyvningsprodukter som funnits bundna i bränslekutsarna. Därutöver räknar man med att även andra klyvningsprodukter, däribland jod och metaller som cesium, till stora delar frigörs från smältan som når en temperatur på 2.900°C eller högre. Man räknar också i analyserna av sådana haveriförlopp med att härdsmältan tränger igenom reaktortankens botten och i vissa fall även reaktorinneslutningens betonggolvet och vidare ett antal meter ner i marken under reaktorbyggnaden (det s.k. Kinasyndromet).

Ett härdsmälteförlopp av beskriven art kan också ge upphov till så stora tryckökningar genom ång- eller gasutveckling i reaktorinneslutningen att denna skadas och stora delar av härdens innehåll av radioaktiva klyvningsprodukter släpps ut till omgivningen. Om kylningen av reaktorhärden går förlorad först flera timmar efter det att reaktorn (d.v.s. kedjereaktion) stoppats har resteffekten hunnit gå ned avsevärt – till en fjärdedel eller mindre av vad den är de första minuterna efter reaktorstopp. Särskilt i sådana fall är det möjligt att man får mindre våldsamma härdsmälteförlopp. Utsläppen av radioaktiva ämnen kan fortfarande bli omfattande men ändå avsevärt mindre än vid de svåraste haveriförloppen.

Kunskaperna om vad som troligen händer vid olika typer av härdskadeförlopp är fortfarande ofullständiga, men en omfattande forskning pågår på olika håll i världen. De uppskattningar av skadeverkningar från svåra haverier som redovisas i det följande utgår från pessimistiska antaganden om att en huvuddel av härdens innehåll av radioaktiva klyvningsprodukter slipper ut till omgivningen.

Möjliga skadeverkningar vid olyckor

Ett reaktorhaveri av begränsad omfattning, som det vid TMI-2, är inte osannolikt inom ett reaktorprogram. Å andra sidan blir skadeverkningarna i omgivningen inte av nämnvärd omfattning.

För att ett haveri skall kunna ge skador på befolkningen måste haveriet innefatta såväl hårdskadade som skador på inneslutningen så att radioaktiva ämnen i större mängd kan komma ut. I sådana fall beror skadeverkningarna mycket på väderförhållandena, d. v. s. vindstyrka, vindriktning och nederbörd.

Det mest troliga efter svårt haveri med brott på inneslutningen är skadeverkningar med några hundra akut strålskadade och så småningom några hundra cancerfall årligen under några årtionden. Till detta kommer en radioaktiv markbeläggning på kanske tusentals kvadratkilometer.

Man kan emellertid också tänka sig extremt omfattande skadeverkningar om utsläppen från ett allvarligt haveri förs med vinden till ett tätbefolkat område och faller ned där t.ex. i samband med regn. Då kan skadorna omfatta tusentals döda och strålskadade. En annan form av extremt stora konsekvenser skulle vara att utsläppen i stället för att falla ned inom ett begränsat område förs långt bort med vinden och sprids ut över stora områden. Detta kan ge en liten ökning i den individuella cancerrisken. Den drabbade befolkningen kan emellertid vara mycket stor och antalet fall av cancer kan öka med sammanlagt tusentals fall om året under några årtionden framöver.

Säkerhetssystem

För att förhindra att reaktorhaverier inträffar och leder till utsläpp av radioaktiva ämnen är kärnkraftverken utrustade med omfattande säkerhetssystem, som bl.a. bygger på följande grupper av åtgärder:

- *Haveriförebyggande och haveribekämpande system*, som hindrar att avvikelser från normala driftförhållanden leder till allvarliga skador på reaktorn och då främst själva reaktorhärden. Hit hör bl.a. system som automatiskt snabbstoppar reaktorn när driftvärdena avviker från de normala i kritisk omfattning, samt s.k. nödkylsystem som skall förhindra allvarligare skador på härden, även om det normala kylvattenflödet skulle gå förlorat, t.ex. genom brott på någon av de stora rörledningarna, som är anslutna till reaktortanken.
- *Konsekvenslindrande system* som skall förhindra eller begränsa utsläpp av radioaktiva ämnen om ett allvarligt haveri som leder till hårdskadade skulle inträffa. Hit hör främst reaktorinneslutningen som skall klara stora påkänningar vid ett haveri utan att radioaktiva ämnen läcker ut till omgivningen samt olika isolerings- och filtersystem.

I största möjliga utsträckning förser man en reaktor med flera av varandra oberoende säkerhetssystem, som skall kunna ta hand om uppkom-

mande fel. En olycka skall kunna förhindras eller begränsas även om inte alla system fungerar. Det skall t.ex. räcka om ett av tre eller två av fyra av de oberoende säkerhetssystemen träder i funktion om det uppstår ett fel. Man säger att säkerhetssystemen är uppbyggda med *redundans*. För att ytterligare öka säkerheten bygger systemen i flera fall på skilda tekniska principer. En del kan exempelvis manövreras med elektriska motorer, andra med hydraulik. Man talar då om *diversifiering*. Man eftersträvar även att placera systemen i skilda utrymmen, t.ex. för att de inte samtidigt skall slås ut av bränder. Man talar då om *separering*.

Även det normala driftsystemet är delvis uppbyggt på liknande sätt. Det gör att driften kan fortgå normalt även om någon del av kontrollutrustningen inte fungerar.

I syfte att uppnå en hög tillförlitlighet hos säkerhetssystemen har man en *kvalitetssäkring* (Quality Assurance) i alla led, vad gäller konstruktion, byggnad, drift och underhåll av ett kärnkraftverk. Kontrollen utövas vanligen av organ som är fristående i förhållande till dem som bygger och driver kärnkraftverket. Till denna grupp av åtgärder kan även räknas urval och utbildning av drifts- och underhållspersonal.

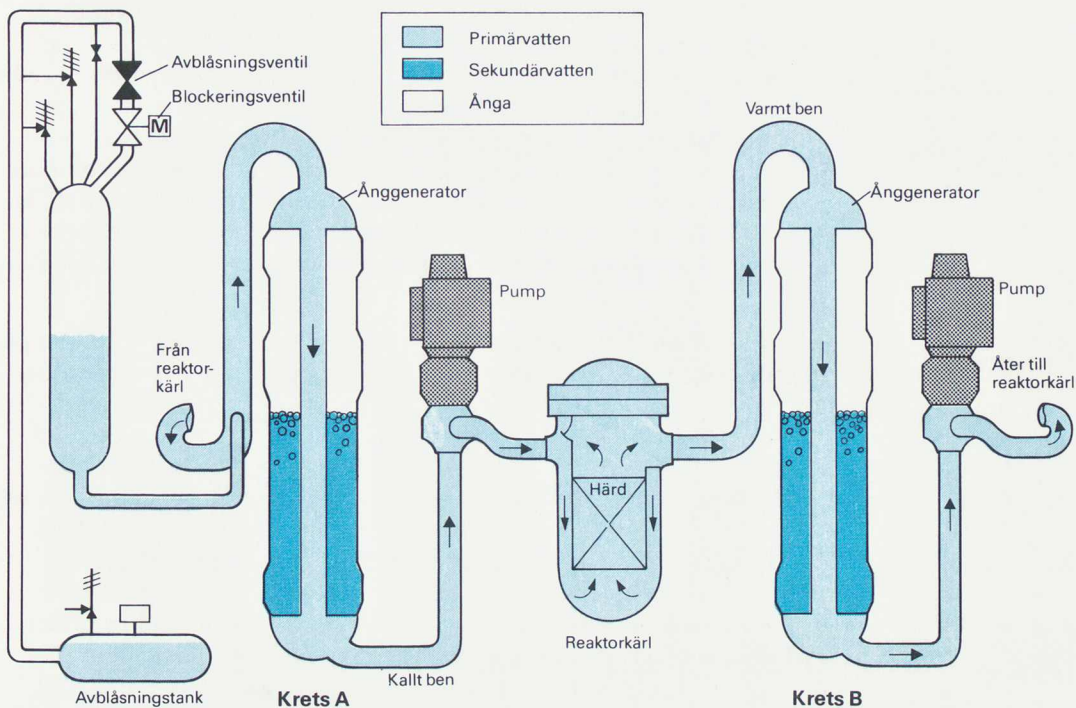
För att man skall få ett reaktorhaveri med stora utsläpp av radioaktiva ämnen måste sålunda flera av de redundanta säkerhetssystemen samtidigt sättas ur funktion. Riskerna för att detta inträffar kan undersökas genom att närmare studera olika tänkbara händelseförlopp med s.k. felträdsanalys och händelseträdsanalys (se vidare avsnitt 1.4).

1.3 Haveriförloppet vid kärnkraftblocket Three Mile Island nr 2 (TMI-2)

Följande sammanfattning av haveriförloppet vid TMI-2 blir med nödvändighet mycket starkt förenklad och tar bara upp ett fåtal av de väsentligaste delhändelserna. I själva verket var naturligtvis haveriförloppet ett mycket invecklat nätverk av delhändelser av varierande betydelse för den slutliga utgången. För utförligare redovisningar av händelseförloppet hänvisas till kapitel 5, till bilagorna och till olika rapporter i litteraturförteckningen.

Läget före haveriet

Kärnkraftverket Three Mile Island ligger på en ö med samma namn i Susquehannafloden i delstaten Pennsylvania omkring 15 km sydväst om delstatshuvudstaden Harrisburg. Kraftverket drivs av Metropolitan Edison Co (Met-Ed) i Reading, Pennsylvania. Met-Ed som ingår i elkraftkoncernen General Public Utilities (GPU) är också huvuddelägare i kraftstationen med andra kraftbolag som minoritetsdelägare.



Figur 1.5
Primärkretsen i TMI-2 (källa: NSAC-1)

Kraftverket består av två tryckvattenaggregat av fabrikat Babcock & Wilcox. Dessa bygger på samma grundprincip som de tre tryckvattenreaktorer av Westinghouse-fabrikat, som finns i Ringhals, men det tekniska utförandet är i flera avseenden annorlunda. Figur 1.5 visar uppbyggnaden av det s.k. primärsystemet vid TMI-2, d.v.s. reaktortank, tryckhållningstank och ånggeneratorer med tillhörande pumpar och rör-system. Figur 5.1 i kapitel 5 ger en mer detaljerad bild av anläggningen. Reaktorn i TMI-2 är konstruerad för en värmeeffekt på maximalt 2.700 MW, vilket ger en elektrisk effekt på ca 880 MW. Reaktorn är alltså av ungefär samma storlek som vart och ett av de tre tryckvattenaggregaten i Ringhals.

TMI-2 togs i provdrift den 28 mars 1978. På grund av olika driftstörningar under inkörningen kom man inte upp i nämnvärda effektuttag förrän mot slutet av år 1978. Fram till haveriet den 28 mars 1979 hade TMI-2 levererat elenergi, motsvarande drift vid full effekt under 60–70 dagar.

Det tekniska händelseförloppet

Natten till den 28 mars 1979 drevs TMI-2 vid 97% av full effekt. Den amerikanska kärnkraftinspektionen (NRC) har i sin analys pekat på att aggre-

gatet då drevs med brister i tillsyn och underhåll. Sålunda hade man ett onormalt stort läckage av vatten och ånga från primärkretsen, bl.a. genom att den s.k. avblåsningsventilen på tryckhållningstankens topp läckte. Vidare var ventiler felställda och s.k. sprängbleck på några avloppstankar var trasiga. Sedan föregående dag (den 27 mars) hade man vissa problem med det system som renar det s.k. matarvattnet från turbinkondensorn till ånggeneratorernas sekundärsida (se figur 1.5). Det senare är en driftstörning av en typ som är utan förutsedd betydelse för säkerheten, även om den i detta fall råkade ge upphov till den utlösande händelsen i det förlopp som utvecklade sig till ett allvarligt reaktorhaveri.

Klockan 04.00 på morgonen den 28 mars ledde ett missöde vid arbetet på reningssystemet till stopp i de matarvattenpumpar som försör ånggeneratorerna med matarvatten. Detta utlöste inom loppet av några sekunder först stopp av ångturbinen och sedan snabbstopp av reaktorn. Som ett led i denna händelsekedja öppnade avblåsningsventilen på tryckhållningstankens topp för att blåsa av ett tillfälligt övertryck i primärsystemet (se figur 1.5). Så långt reagerade alla säkerhetssystem normalt på den utlösande händelsen. Avblåsningsventilen fick också, som normalt, en stängningssignal efter ca 10 sekunder när trycket i primärsystemet åter nått normala värden. Ventilen fastnade emellertid i öppet läge. Genom den öppna ventilen strömmade vatten, i form av vattenånga, ut ur primärsystemet. Detta flöde fortsatte oavbrutet under ca 2 timmar och 20 minuter efter snabbstoppet, då en operatör stängde en blockeringsventil i serie med den fastnade.

På manöverpanelen kunde inte avläsas om ventilen var öppen eller stängd. Signal från en lägesgivare på själva ventilen saknades. På manöverpanelen visade endast en lampa att signal för stängning gått ut. Inte heller i övrigt gav instrumenten någon entydig och lättillgänglig information om att ventilen fastnat i öppet läge. Så länge operatörerna inte upptäckt detta sökte de efter andra förklaringar till att reaktorn betedde sig onormalt. På grund av att ventilen förblev öppen råkade reaktorn in i ett för tryckvattenreaktorer onormalt koktillstånd. Detta kännetecknas av att reaktorkärl och ånggeneratorer alltmer fylls av en blandning av ånga och vatten. Samtidigt är vattennivån i tryckhållningstanken hög, genom att vatten på grund av ångbildningen pressas upp i tanken. Eftersom tryckhållningstanken ligger högre än reaktorhärden drog operatörerna den felaktiga men nära till hands liggande slutsatsen att en full tryckhållningstank också innebar att härden var väl täckt med vatten. För att ej överfylla systemet ströp operatörerna tillflödet av vatten genom de s.k. högtryckspumparna. Dessa ingår i nödkylsystemet och hade automatiskt startat ca två minuter efter snabbstoppet. Härigenom kom primärsystemet att tillföras mindre vatten än vad som gick bort genom den öppna ventilen och på annat sätt. Under detta skede av förloppet bildades alltmer ånga i primärsystemets nedre delar. Ångan bubblade upp genom den vattenfyllda tryckhållartanken och vidare ut genom den öppna ventilen på toppen.

Omkring klockan 05.40, d. v. s. ca 100 minuter efter snabbstoppet hade man förlorat så mycket vatten från primärsystemets nedre delar att man inte längre kunde hålla igång en cirkulation av blandningen av ånga och vatten. Man hade då stängt av samtliga huvudcirkulationspumpar. Härden började nu koka torrt, d. v. s. vattennivån började sjunka under härden. Sannolikt avtäcktes under de närmaste 40–45 minuterna stora delar av härden. Klockan 06.22, 142 minuter efter snabbstoppet upptäckte man den fastnade ventilen och stoppade ångflödet genom denna genom att stänga en blockeringsventil. Något senare ökade man tillflödet av vatten genom högtrycksinsprutningen. Detta ledde förmodligen till att vattennivån i reaktorkärlet åter började stiga.

Den bristfälliga kylningen under detta, och möjligen även senare skeden, ledde dock till att stora delar av härden tidvis nådde temperaturer kring 1.900°C eller möjligen mer, d. v. s. härden blev vitglödande. Detta ledde troligen redan omkring 120–150 minuter efter snabbstoppet, d. v. s. mellan klockan 06.00–06.30, till omfattande skador på bränslestavarnas zirkoniumkapsling. Gasformiga radioaktiva ämnen, främst ädelgaser och jod, frigjordes från bränslet och kom ut i reaktorsystemet och så småningom i reaktorinneslutningen. Genom kemisk reaktion mellan zirkonium och vattenånga alstrades vidare stora mängder vätgas, som gick samma väg.

De angivna temperaturerna ligger långt över vad härden är konstruerad för att tåla. Mycket talar också för att delar av härden rasat ihop till en "grushög", bestående av uranbränslekutsar samt rester av kapslingsmaterial och styrstavar. Detta inträffade troligen 2,5–4,0 timmar efter snabbstoppet, d. v. s. mellan klockan halv sju och åtta på morgonen, bl. a. genom att den vitglödande härden utsattes för kallchocker av inströmmande kallt vatten. Den under detta och senare skeden tidvis bristfälliga kylningen var dock tillräcklig för att förhindra att förloppet utveckledes till en omfattande härdsmläta. Det kan dock ej helt uteslutas att temperaturen lokalt i mindre delar av den skadade härden nått uranoxidens smältpunkt, d. v. s. över ca 2.850°C. Ett tecken på att härden var allvarligt skadad var det stora antal larm om mycket höga strålnivåer, som utlöstes med början 142 minuter efter snabbstoppet, d. v. s. vid samma tidpunkt som man hittade den fastnade ventilen.

När man hittat den fastnade ventilen började operatörerna och deras nu allt talrikare och mer kvalificerade rådgivare att pröva olika handlingsvägar för att återupprätta en stabil kylning av härden. Stor osäkerhet rådde om läget i reaktorn. Ingen av de prövade vägarna visade sig framgångsrik under de närmaste 13 timmarna, d. v. s. fram till klockan 19.50 på kvällen. Orsaken var främst att stora delar av primärsystemet var fyllt med vätgas och radioaktiva ädelgaser. Därigenom misslyckades man att få igång kylvattencirkulationen. Försöken ledde möjligen istället till förnyad avtäckning och bristfällig kylning av härden.

En av de prövade handlingsvägarna var att söka sänka trycket i reaktorsystemet genom avblåsning från tryckhållningstanken så att man kunde utnyttja det s.k. resteffektkylsystemet. Detta kan bara kopplas in vid lågt tryck. Försöket misslyckades men avblåsningen gjorde att stora mängder radioaktiva ädelgaser och vätgas släpptes ut till reaktorinneslutningen. Detta ledde till en kort men häftig vätgasbrand i inneslutningen omkring 9,5 timmar efter snabbstoppet. Branden medförde att trycket i inneslutningen tillfälligt gick upp till ungefär tredubbla atmosfärtrycket.

Klockan 17.00, d. v. s. 13 timmar efter snabbstoppet beslöt man att åter trycksätta reaktorsystemet och försöka fylla det med vatten med hjälp av högtrycksinsprutningen. Sannolikt genom att man i ett tidigare skede blåst av en hel del ädelgaser och vätgas fick man in så mycket vatten att man kunde återstarta en huvudcirkulationspump. Därigenom hade man också återställt en stabil kylning av härden. Detta skedde strax före klockan 20.00, d. v. s. ca 16 timmar efter snabbstoppet. Efter denna tidpunkt var härdkylningen aldrig allvarligt äventyrad. Man hade de första dagarna problem med att bli av med kvarvarande vätgas och ädelgaser i reaktorsystemet (den ryktbara s.k. vätgasbubblan) så att trycket i reaktorsystemet kunde sänkas. Efter några dagar var detta problem löst, bl. a. genom återkommande avblåsningar från tryckhållningstanken och andra åtgärder. Efter en vecka kunde trycket i systemet minska och efter en månad kunde man gå över till s.k. naturlig cirkulation, d. v. s. man lät kylvattnet cirkulera genom härden utan hjälp av pumpar.

I detta läge befinner sig reaktorn fortfarande. Trycket i reaktorsystemet är ca 20 gånger atmosfärtrycket. Vattentemperaturen är ca 70°C. Reaktorinneslutningen är fylld med ca 2.400 kubikmeter vatten, förorenat av mycket stora mängder radioaktiva ämnen. Strålningen är så hög att ingen kan gå in i inneslutningen. 1.440 kubikmeter radioaktivt vatten finns i tankar i hjälpsystembyggnaden.

Vattennivån i inneslutningen stiger sakta på grund av vissa mindre läckor i reaktorsystemet. Nivån kan inte tillåtas stiga obegränsat eftersom man då riskerar skada system som behövs i det fortsatta arbetet med reaktorn.

Anordningar för att pumpa ut och rena det radioaktiva vattnet i inneslutningen har byggts upp. Alla berörda hälsovårds- och strålskyddsmyndigheter samt domstolar har dock ännu ej gett tillstånd att börja ta hand om vattnet i inneslutningen. Arbetet med att rena vattnet i hjälpsystembyggnaden har påbörjats.

Mycket höga krav har ställts på noggrann planering och utförande av detta arbete så att utsläpp till omgivningen undviks och stråldoserna till arbetarna inte överskrider tillåtna värden. Det är för närvarande, både av tekniska och politiska skäl, en öppen fråga om reaktorn någonsin kommer att tas i drift igen, även om detta är kraftbolagets mål för utredningsarbetet.

Den s.k. Kemenykommissionen som på uppdrag av USA:s president utrett haveriet vid TMI-2 uppskattar kostnaderna för haveriet till mellan 4 och 9 miljarder kronor. Drygt hälften härav är kostnader för att ersätta bortfallet i elproduktion.

Utsläpp av radioaktiva ämnen

I och med att reaktorhärden började överhettas vid sex-tiden på morgonen den 28 mars frigjordes i första hand stora mängder radioaktiva ädelgaser och jod i reaktorsystemet och spreds vidare till inneslutningen. Med början klockan 06.22, d.v.s. 142 minuter efter snabbstopp, kom en stor mängd larm om höga strålningsnivåer i inneslutningen. Nivåerna fortsatte att stiga och strålningslarm kom efter hand även från andra delar av anläggningen. På grundval härav gavs anläggningsalarm (site emergency) klockan 06.55 och allmänt alarm (general emergency) klockan 07.24. Dessa larm innebar att delstaten Pennsylvanias beredskaps- och utrymningsorganisation alarmerades.

Reaktorinneslutningen isolerades automatiskt på signal om förhöjt tryck klockan 07.56, d.v.s. först ca 1,5 timmar efter det att allvarliga skador på bränslet börjat uppträda. Innan inneslutningen isolerades fanns flera möjliga läckagevägar för framförallt radioaktiva gaser till i första hand hjälpsystembyggnaden och vidare till atmosfären. Analysen av utsläppsförloppen visar att detta trots allt var av mindre betydelse. Operatörerna bröt omedelbart isoleringen för vissa hjälpsystem som befann sig i utrymmen utanför inneslutningen. Detta var nödvändigt för att kunna kontrollera det fortsatta förloppet. Genom att hjälpsystemen ej kunde isoleras kvarstod ett mindre antal utsläppsvägar för radioaktiva ämnen via läckor i packningar, ventiler o.s.v. Enligt Kemenykommissionens analyser har större delen av utsläppen gått via sådana vägar. Det gäller även de utsläpp som gjordes senare i haveriförloppet (under den 29 och 30 mars).

Läckage av radioaktiva ämnen till hjälpsystembyggnaden, framför allt via reningssystemet för reaktorvattnet, gav problem även inom anläggningen. Från hjälpsystembyggnaden spreds främst radioaktiva gaser till andra delar av anläggningen, inklusive kontrollrummet. Personalen där utsattes aldrig för någon större fara. Genom att de tidvis måste bära skyddsmasker fick de dock bl.a. svårt att tala med varandra. Det var vidare nödvändigt att personal vid olika tillfällen gick in i hjälpsystembyggnaden. Dessa personer, som var strålskyddsutbildade, utsatte sig frivilligt för relativt höga stråldoser – i några fall upp till eller möjligen något över tillåten årsdos. Det var också brist på lämpliga strålningsmätare.

Större delen av de radioaktiva klyvningsprodukterna stannade kvar i den delvis havererade härden, i primärsystemet och i inneslutningen. Vad

som kom ut i omgivningen var främst en del av de vid haveriet frigjorda radioaktiva ädelgaserna och en mycket liten del av joden. Huvuddelen av utsläppen skedde de första dygnen av haveriförloppet men vissa utsläpp ägde även rum de följande veckorna.

Enligt den amerikanska kärnkraftinspektionen (NRC) torde utsläppen av radioaktiva ädelgaser fr.o.m. haveriet och en månad framåt sammanlagt ha uppgått till maximalt tillåtna utsläpp från 10–15 års normal drift. 2–9% av härdens totala innehåll av ädelgaser vid haveritillfället kom totalt ut till omgivningen. Utsläppen av radioaktiv jod och andra radioaktiva ämnen har enligt NRC legat under maximalt tillåtna utsläpp från ett års normal drift. Det gäller även de mindre mängder radioaktiva ämnen som funnits i utsläpp av avloppsvatten till Susquehannafloden. Två tiomiljondelar av härdens innehåll av jod kom ut till omgivningen. Att utsläppen av jod var låga bekräftas av prover tagna i omgivningen. Prover på radioaktiv jod i mjölk visade sålunda halter långt under de tillåtna.

De högsta stråldoserna till enskilda individer utanför anläggningen var mindre än deras årsdos från naturlig bakgrundsstrålning. Utsläppen torde på sin höjd leda till ett par ytterligare cancerfall totalt bland befolkningen i vindriktningen från kärnkraftverket. För en närmare redovisning av hur dessa cancerrisker beräknats hänvisas till kapitel 5, avsnitt 5.3.

Kärnkraftverket var dåligt utrustat för att säkert mäta omfattningen av radioaktiva utsläpp långt över normala driftutsläpp. Detta gjorde att de beräkningar av befolkningsdoserna som amerikanska myndigheter gjorde omedelbart efter haveriet var något osäkra. Kemenykommissionens noggrannare analyser har dock i allt väsentligt bekräftat att doserna i alla fall inte var för lågt beräknade.

Under perioden mars till juni 1979 fick mellan 200 och 300 anställda vid TMI stråldoser över det normala för arbete i kärnkraftverk. Tre fick helkroppsdoserna nära eller möjligen något över tillåten årsdos. Hittills under uppröjningsarbetet har fem anställda fått hud- och extremitetsdoserna över det tillåtna – dock ej helkroppsdos. Ingen av dem har emellertid uppvisat strålskador.

Annan inverkan på befolkningen

Under de första dagarna av haveriförloppet fördes intensiva diskussioner mellan delstatsmyndigheterna och NRC om det var motiverat att utrymma stora områden med hänsyn till risken att haveriet skulle leda till avsevärt större utsläpp av radioaktiva ämnen. Evakueringsplaner togs också fram för områden ut till ett avstånd av 32 km från TMI. Inom detta avstånd från TMI bodde cirka 650.000 människor.

Delstatens guvernör beslutade dock att inte beordra utrymning. Däremot rekommenderade han den 30 mars en frivillig utrymning för i första hand

barn och havande kvinnor från de närmaste områdena. Studier har visat att över 140.000 människor lämnade sina hem för kortare eller längre tid. Studier av andra sociala och psykiska verkningar av haveriet har också gjorts. Kemenykommissionen drar härav slutsatsen att den allvarligaste hälsoeffekten av haveriet var svår psykisk stress. De som drabbades mest var de som bodde inom ca 8 km från kraftverket samt barnfamiljer.

Eftersom utredningsuppdraget är begränsat till haveriförloppet vid själva kärnkraftanläggningen och dess orsaker, har vi i övrigt inte funnit anledning att ta upp haveriets verkningar i stort till en närmare diskussion.

Orsaksanalys

Att ett inledningsvis normalt snabbstopp utvecklades till ett allvarligt härdhaveri berodde på en invecklad kedja av delorsaker. Denna kedja sträcker sig alltifrån reaktor- och kontrollrumskonstruktionen samt säkerhetsgranskningen av denna till operatörsutbildning, underhållsrutiner och uppföljning av inträffade tillbud. I följande sammanfattning pekar vi endast på ett antal centrala länkar i denna händelsekedja. För en utförligare diskussion hänvisas till kapitel 5, avsnitt 5.4.

Av störst betydelse på den *tekniska sidan* var sannolikt att avblåsningsventilen fastande i öppet läge. Att så kunde ske var väl känt av tillverkare och tillsynsmyndigheter, bl.a. mot bakgrund av tidigare erfarenheter av dessa ventiltyper. Ändå var själva ventilen inte försedd med givare som i kontrollrummet direkt visade ventilläget. I stället gav olika instrument information om ett eventuellt ångflöde från ventilen. Denna information var ej klar och entydig om – som i detta fall – dels ventilen hade småläckt en tid, dels nyligen hade öppnat som ett led i ett normalt händelseförlopp.

Av stor betydelse var vidare att reaktorn inte var försedd med instrument som gav entydig information om kylvattennivån i själva reaktortanken. Hög vattennivå i tryckhållningstanken är vid denna typ av förlopp inte nödvändigtvis detsamma som att reaktortanken är fylld med vatten.

När det gäller *operatörernas handlande* bör främst följande framhållas.

Det tog 2 timmar och 20 minuter innan operatörerna och tillkallade högre chefer vid TMI upptäckte den fastnade ventilen. Detta hängde samman med att man på grund av tidigare läckage i ventilen, bristande och svåröverskådlig instrumentering samt otillräcklig utbildning låste sig vid en felaktig uppfattning om systemets tillstånd.

Operatörerna ströp eller stängde av den högtrycksinsprutning av kylvatten som utlösts automatiskt på fallande tryck, samtidigt som nivån i tryckhållningstanken steg. Därvid bröt operatörerna mot instruktioner som säger att sådana åtgärder är tillåtna endast när såväl tryck som nivå återgått till normala värden. Vid normala snabbstoppsförlopp följs tryck

och nivå åt. I utbildningen fästs stor vikt vid att följa nivån i tryckhållningstanken för att inte toppfylla den, vilket skulle kunna ge onödiga påfrestningar på reaktorsystemet och dess säkerhetsventiler. Däremot hade operatörerna inte utbildning i hur tryck och nivå i tryckhållningstanken uppträdde vid vissa typer av mindre läckor i reaktorsystemet, speciellt av typen öppen ventil på tryckhållningstanken. Inte heller hade de utbildats i de kokningsförlopp som i sådana fall kan uppträda om rätt diagnos inte ställs inom ca 15 minuter och i hur dessa kokningstillstånd skulle behärskas. Operatörernas felhandlingar under de första timmarna av haveriförloppet kan sålunda återföras på brister i instrumentering och utbildning. Under de givna förutsättningarna kan man knappast förvänta sig ett mera riktigt handlande.

Under senare skeden av haveriförloppet togs besluten om olika handlingsvägar av kraftverksledningen med stöd av en med tiden ökande stab av experter från i första hand industrin. Uppåt 70–80 personer befann sig tidvis i kontrollrummet, mot normalt 5. De handlingsvägar som valdes tyder på brister i kunskaperna om hur man snabbt återför en skadad tryckvattenreaktor med stora mängder gas i primärsystemet till ett tillstånd av stabil kylning av härden. Man var också osäker om i vilket tillstånd reaktorn befann sig. Man fick pröva sig fram. I sammanhanget kom NRC att sprida oberättigade farhågor om att den s.k. vätgasbubblan i reaktortanken kunde explodera. Detta skapade stor oro både bland civilförsvarsmyndigheter och allmänhet inom ett stort område. Någon vätgasexplosion i reaktortanken kunde inte ske på grund av grundläggande kemiska förhållanden. Detta var väl känt inom reaktorindustrin. Däremot förelåg tidvis risk för explosionsartade vätgasbränder i inneslutningen, och åtminstone en sådan inträffade som tidigare nämnts.

Sammanfattningsvis kan sägas att operatörerna de första timmarna grundade sitt handlande på en felaktig bild av vad som hände i reaktorn. De kom att låsa sig vid denna bild, bl.a. på grund av brister i instrumentering och utbildning. I denna felaktiga bild ingick att de trodde att härden var väl täckt med vatten. I själva verket kokade härden efter cirka 2 timmar torrt, överhettades och fick svåra skador. Även under de närmast följande dygnen hade man i kontrollrummet en ofullständig förståelse av vad som skedde och hade skett i reaktorn.

Det har inte ingått i vårt uppdrag att närmare studera hur informationen fungerade till lokala, delstatliga och federala myndigheter och till massmedia. Kemenykommissionen har funnit stora brister inom detta område. De lägger fram många exempel på hur ansvariga för beredskapsplanläggning och utrymning fick ofullständig, missvisande eller motsägande information.

Kemenykommissionen och andra undersökningar pekar på att vad som hände vid TMI-2 i väsentlig grad får återföras på allvarliga brister vad gäller organisation, kontrollrumsutformning, utbildning, kvalitetskontroll

och annan tillsyn. Dessa brister får tillskrivas såväl kraftföretaget som leverantörerna av utrustningen och den amerikanska kärnkraftinspektionen (NRC). Till det särskilt anmärkningsvärda hör brister i uppföljning av tidigare tillbud av liknande typ vid andra reaktorer. Kraftiga varningar från tekniker som analyserat dessa tillbud fastnade eller fördröjdes i organisationen hos Babcock & Wilcox, NRC och Metropolitan Edison. Därigenom trängde informationen inte alls fram till operatörerna och fick inget genomslag i deras utbildning.

Det onormala uppträdandet hos nivån i tryckhållningstanken om avblåsningssventilen fastnat i öppet läge var även förutsett i teoretiska säkerhetsanalyser. Detta hade bl.a. motiverat den tekniska utformningen av den automatiska utlösningen av högtrycksinsprutningen. Det hade tydligen inte ansetts motivera direkt lägesindikering på ventilen i kontrollrummet – ej heller några särskilda inslag i operatörsutbildningen. Enligt vår mening tyder detta på att man för mycket koncentrerat sig på tekniken och försummat människans roll i systemet.

Vad hade hänt om . . . ?

Vid analyser av ett haveriförlopp som det vid TMI-2 anmäler sig ett antal hypotetiska frågor av typen "vad hade hänt om . . . ?" som kan besvaras mer eller mindre säkert.

En sådan fråga är: vad hade hänt om operatörerna inom rimlig tid ställt rätt diagnos på händelseförloppet? Denna fråga kan besvaras säkert. De tekniska analyser som gjorts visar att operatörerna under den första timmen eller något mer kunde välja mellan flera vägar för att återställa normal kylning av härden utan allvarliga skador på reaktorn. Befintliga kylsystem var samtliga tekniskt tillgängliga och tillräckliga för detta ändamål under denna tid.

En annan fråga är: hade haveriet kunnat utvecklas till en omfattande härdsmlta med stora utsläpp av radioaktiva ämnen om en låt vara bristfällig kylning av härden inte återställts 2,5–3,5 timmar efter händelseförloppets början?

Denna fråga är svårare att besvara säkert, bl.a. därför att kunskaperna om olika härdsmlteförlopp fortfarande är ofullständiga. Kemenykommissionen har dock sökt analysera frågan ingående. För en utförligare redovisning av deras resultat hänvisas till kapitel 5, avsnitt 5.5. Några intressanta slutsatser är – fortfarande med betoning av osäkerheterna:

- Om operatörerna hade dröjt ytterligare med att återställa en låt vara bristfällig kylning kunde en mer omfattande nedsmältning av härden ha inträffat. Man hade då kunnat vänta sig ett relativt långsamt förlopp utdraget över tiotals timmar eller mer.

- Om härden smält ned hade den möjligen trängt igenom reaktortankens botten och fallit ned i vattnet på botten av inneslutningen. Den åtföljande ångutvecklingen hade sannolikt inte lett till skador på inneslutningen. Möjligen hade härdsmltan, trots vattenkylningen, smält igenom betonggolvet och trängt ner i berggrunden under. Enligt Kemenykommissionen är det stor sannolikhet att inneslutningen och berggrunden tillsammans förhindrat stora utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen vid sådana härdsmlteförlopp.
- Om all vätgas som kunnat bildas vid en fullständig härdsmlta kommit ut i inneslutningen och exploderat på en gång hade inneslutningen sannolikt motstått detta.
- Mycket tyder på att operatörerna inte hade kunnat dröja mycket längre – högst en timma – med att återställa en ofullständig kylning av härden för att undvika en utbredd nedsmältning. Enligt våra egna expertanalyser kan tidsmarginalerna ha varit så små att det inte helt kan utslutas att skillnaderna i resteffekt mellan TMI-2 och en härd, som hade varit i drift vid full effekt under en längre tid, kan ha varit av betydelse för att undvika en mer utbredd nedsmältning.

1.4 Teoretiska säkerhetsanalyser

Händelsekedjor och riskuppskattningar

För att man skall få ett reaktorhaveri, som leder till en olycka med ett stort antal offer, måste följande kedja av händelser inträffa:

- Reaktorn råkar ut för ett tekniskt fel eller ett mänskligt felgrepp som skapar en onormal driftsituation.
- Alla berörda haveriförebyggande och haveribekämpande system fungerar bristfälligt så att härden allvarligt skadas och i värsta fall smälter ner.
- Alla berörda utsläpps begränsande system fungerar bristfälligt så att stora mängder radioaktiva ämnen släpps ut till omgivningen.
- Väderförhållandena vid haveritillfället är sådana att de radioaktiva ämnena når tätbefolkade områden.

I olika typer av säkerhetsanalyser studerar man sådana tänkbara händelseutvecklingar och söker dela upp dem i ett stort antal delhändelser. Sannolikheten för vissa av dessa delhändelser kan ofta uppskattas förhållandevis väl. Det gäller t.ex. felfunktion hos ventiler, reläer etc. Också risken för ogynnsamma väder- och vindförhållanden kan uppskattas ur meteorologiska data. I åtskilliga fall måste dock bedömningar göras av sanno-

likheterna. Med hjälp av de på olika sätt uppskattade sannolikheterna för olika delhändelser gör man en uppskattning av den totala sannolikheten för olyckor av olika omfattning när det gäller stråldoser till allmänheten.

Viktigt är också att man genom dessa s.k. händelsetråd får en uppfattning om vilka driftstörningar och felfunktioner som ger stora bidrag till olycksriskerna och därför främst bör uppmärksammas i säkerhetsarbetet.

Den mest kända säkerhetsstudien är den s.k. Rasmussen-studien från 1975. Den angav sannolikheten för härdsmälta i en amerikansk tryckvat-tenreaktor till en på 17.000 per driftår och för en kokarreaktor till en på 33.000. Flera gånger högre sannolikheter beräknades för mindre olyckor som leder till mycket begränsade utsläpp. Studiens resultat gavs tillsammans med en bedömning av osäkerheten i siffrorna. Värden som är upp till fem eller tio gånger högre eller lägre skulle också vara tänkbara.

Energikommissionens expertgrupp för säkerhet och miljö (EK-A) refererade Rasmussen-rapporten och lät utföra säkerhetsanalyser av kärnkraft-erken Forsmark 3 och Barsebäck 2. Resultaten visade sig bli jämförbara inom det relativt breda osäkerhetsområde som måste godtas.

Nya studier som den västtyska Birkhoferstudien har kommit fram till ungefär samma sannolikheter för haverier av olika svårighetsgrad som Rasmussen-studien inom de osäkerhetsgränser som gäller. Detta skänker ökad trovärdighet åt metoder och resultat. Birkhoferstudien har bl.a. ägnat speciell uppmärksamhet åt mänskligt felhandlande och s.k. common mode failures. Birkhoferstudien har i och för sig något högre sannolikheter än Rasmussen-studien för härdhaverier och härdsmälta, men har i flertalet haverityper något lägre sannolikhet för att detta också leder till tidigt brott på inneslutningen och stora utsläpp av radioaktiva ämnen. Det har på den tid som stått till förfogande ej varit möjligt för oss att i detalj granska den tekniska och vetenskapliga bakgrunden till dessa skillnader, t.ex. om de beror på skillnader mellan amerikanska och tyska reaktor- och inneslutningskonstruktioner.

Det material som kommit fram efter EK-A har i stort bekräftat den bild som då gavs av metodikens styrka och svagheter såsom:

- Metodiken ger den bästa ledning vi har om vad som är viktigt för reaktorsäkerheten, om man är medveten om de brister som finns i modeller och dataunderlag.
- De upplysningar metodiken ger om den inbördes betydelsen av olika händelsetråd och orsakskedjor är en utomordentlig grund för inriktningen av säkerhetshöjande åtgärder och forskning.
- De absoluta värden metoden ger på sannolikheten för haverier av olika omfattning skall inte användas okritiskt som politiskt beslutsunderlag utan att samtidigt osäkerheterna i uppskattningarna beaktas.

Inget har framkommit som tyder på att svenska reaktorkonstruktioner är avsevärt osäkrare än de amerikanska typreaktorer som ingick i Rasmussen-studien. Däremot visade redan EK-A:s studie att de modernare svenska reaktorerna är säkrare i vissa avseenden, bl.a. vad gäller brandskydd och säker elförsörjning från yttre nät.

De tekniska grunddragen i haveriförloppet vid TMI-2 fanns påvisade i olika säkerhetsanalyser. Däremot har man uppenbarligen varken i Sverige eller i USA i tillräcklig utsträckning använt dessa analyser i det löpande säkerhetsarbetet för att på ett målmedvetet sätt införa förbättringar i komponentkonstruktioner, underhåll och operatörsutbildning.

Antalet reaktordriftår hittills samt det faktum att TMI-2-haveriet har inträffat säger från rent matematisk-statistisk synpunkt mycket litet om tillförlitligheten hos de teoretiska säkerhetsanalyserna utöver redan kända osäkerhetsgränser.

1.5 Kan ett haveri liknande det vid TMI-2 hända i Sverige?

Svenska tryckvattenreaktorer

Med ett TMI-2-liknande haveri vid tryckvattenreaktorer avser vi i det följande en läcka i primärsystemet som leder till ett onormalt kokningsförlopp med ett minskande kylvatteninnehåll i primärsystemet. Detta minskande kylvatteninnehåll upptäcks inte i tid av operatörerna för att förhindra ett haveri med omfattande frigörelse av radioaktiva klyvningsprodukter, i första hand till reaktorns primärsystem och till inneslutningen.

Som nämnts har vi i Sverige tre reaktorer av tryckvattentyp: Ringhals 2, 3 och 4. Dessa är av annat fabrikat (Westinghouse) än TMI-2. Endast Ringhals 2 har hittills tagits i drift.

En närmare analys (se kapitel 8, avsnitt 8.2) visar att ett härdhaveri liknande TMI-2 kan inträffa i Ringhals 2. I första hand gäller detta om man ser till läget före den 28 mars 1979. Sannolikheten för en sådan händelse var dock lägre än vid TMI-2, främst på grund av väsentligt bättre instrumentering till hjälp för operatörerna att snabbt hitta en felfungerande avblåsningsventil. Andra skillnader mellan Ringhals 2 och TMI-2 är troligen av mindre betydelse. Tillbud i form av mindre läcka i andra delar av primärsystemet hade inträffat och klarats av utan att kylningen av härden var äventyrad. Det är en mer öppen fråga om operatörerna klarat ett tillbud med en liten läcka i form av packnings- eller rörbrott på tryckhållningstankens topp. Sannolikheten för en sådan läcka just på detta ställe i reaktorsystemet är erfarenhetsmässigt avsevärt lägre än för ett ventilfel. Vi vill dock i detta sammanhang erinra om att brister i kvali-

tettsäkringsfunktionen för underhållsarbeten vid Ringhals orsakat tillbud i form av packningsbrott i primärsystemet.

Idag har sannolikheten för ett TMI-2-liknande haveriförlopp vid Ringhals-reaktorerna avsevärt minskat jämfört med läget före den 28 mars. Detta är en följd dels av ytterligare förbättrad instrumentering bl.a. TV-övervakning i inneslutningen, dels av förbättrad utbildning av operatörerna bl.a. efter tillbudet den 16 juni 1979 (se vidare kapitel 8). Denna utbildning torde ha givit en allmänt ökad förståelse för tryckvattenreaktorers uppträdande i olika situationer, vilket kan förväntas ha en säkerhetshöjande effekt även vid andra tillbud. Samtidigt vill vi framhålla att det fortfarande ställs höga krav på operatörerna när det gäller snabba och korrekta åtgärder vid tillbud av typen läckor i primärsystemet.

Svenska kokarreaktorer

Säkerhetsanalyserna visar att det även vid kokarreaktorer kan uppträda händelsekedjor, som leder fram till ett hårdhaveri av liknande typ som vid TMI-2. För kokarreaktorer är det dock svårt att hitta händelseförlopp som är direkt jämförbara med det vid TMI-2, eftersom kokarreaktorerna är konstruerade och fungerar efter andra tekniska principer. I kapitel 8, avsnitt 8.3, diskuteras dock mer allmänt de svenska kokarreaktorernas känslighet för några av de viktigare tekniska och mänskliga felfunktionerna, som ingick i TMI-2-förloppet. Resultaten visar att sannolikheten för att dessa felfunktioner skall uppträda, eller få allvarliga följdverkningar vid svenska kokarreaktorer måste betecknas som utomordentligt liten. Det sagda innebär inte i och för sig att kokarreaktorerna allmänt sett är säkrare än tryckvattenreaktorerna.

Följder av ett TMI-2-liknande utsläpp av radioaktiva ämnen vid svenska reaktorlägen

Säkerhetsanalyserna visar att haveriförlopp som leder till större eller mindre skador på reaktorhärden ej kan helt uteslutas, även om sannolikheten härför är liten. TMI-2-haveriet visar att ett sådant förlopp – även om det inte leder till en omfattande härdsvälta – kan ge vissa läckage från inneslutningen, framför allt av ädelgaser.

Det är för närvarande omöjligt att säga om läckaget av ädelgaser från svenska reaktorinneslutningar vid en motsvarande härdskada skulle bli större eller mindre än vid TMI-2, d.v.s. omkring 2–9% av de mängder som finns i härden vid ett snabbstopp. Analyser av detta problem pågår genom de svenska reaktorinnehavarnas försorg i syfte att i möjligaste mån eliminera läckageriskerna.

För svenska reaktorlägen har utredningen låtit strålskyddsinstitutet beräkna stråldoser till befolkningen för antagna ädelgasutsläpp av samma storlek som från TMI-2. Därvid har för varje reaktorläge antagits maxi-

malt ogynnsamma vindriktningar. Befolkningsdoserna har beräknats under antagande att hela befolkningen befinner sig utomhus.

Ganska oberoende av reaktorlägena visar sig doserna motsvara en risk för 0,5–3 extra cancerfall. Barsebäck svarar för det högsta värdet.

1.6 Omvärdering av svensk kärnkraftsäkerhet?

Utgångspunkter för värderingarna

En av reaktorsäkerhetsutredningens huvuduppgifter enligt direktiven är att överväga om det finns anledning att väsentligt omvärdera kärnkraftens risker mot bakgrund av vad som har hänt vid TMI-2 och en genomgång av tidigare säkerhetsanalyser. Den baslinje som vi då har att utgå från är energikommissionens arbete.

Det *sakunderlag* i kärnkraftens säkerhetsfrågor som låg till grund för energikommissionens ställningstagande finns redovisat i energi- och miljökommitténs betänkande (SOU 1977:67) och i rapporten från energikommissionens expertgrupp för säkerhet och miljö (Ds I 1978:27).

Det underlag som redovisades i dessa rapporter rörande risken för stora olyckor vid kärnkraftverk kan enligt vår mening sammanfattas enligt följande:

- Haveriförhindrande och skadebegränsande system beskrivs med kända eller förmodade svagheter (förmodade i frånvaro av experimentella fullskaleprov).
- Beträffande sannolikheten för en härdsmälta citerades Rasmussen-studiens siffra om en sannolikhet om en på tjugotusen driftår. Osäkerheterna i sannolikhetsuppskattningarna betonades. Dessa osäkerheter hänfördes främst till bristande empiriskt underlag och de inneboende svagheter i den mer teoretiska riskanalysmetodiken, särskilt när det gäller att ange absoluta sannolikhetstal. Enligt pessimistiska uppskattningar av dessa osäkerheter skulle sannolikheten kunna vara upp mot en på tusen driftår. Det innebär att sannolikheten för att en härdsmälta skulle inträffa någon gång under ett svenskt reaktorprogram om exempelvis 12×25 driftår enligt Rasmussen-studien skulle ligga kring en på sextio och med ett osäkerhetsintervall som enligt de pessimistiska uppskattningarna skulle kunna sträcka sig upp mot en på fyra.
- En härdsmälta leder definitionsmässigt till mer eller mindre omfattande utsläpp av radioaktiva ämnen. I mindre allvarliga fall rör det sig i första hand om ädelgaser och eventuellt även jod. I de allvarliga fallen tillkommer aerosoler av metaller som cesium och strontium.

- Sannolikheten för väderförhållanden som leder eventuella utsläpp mot större tätbefolkade områden ligger i genomsnitt för svenska reaktorlägen på ett fåtal procent.
- För ett svenskt reaktorprogram om exempelvis 12×25 driftår blir då på grundval av Rasmussen-studien sannolikheten av storleksordningen en på tio tusen för en allvarlig olycka. Därmed förstås en olycka som leder till några akuta dödsfall och något tusental cancerfall fördelade över en trettioårsperiod genom en kombination av allvarliga utsläpp och ogynnsamt väder i förhållande till tätorter. Osäkerheten i dessa uppskattningar är sådan att sannolikheten för en sådan olycka under pessimistiska antaganden kan sträcka sig upp mot en på hundra, för ett reaktorprogram om 12×25 driftår.
- De allvarligaste fallen (olycka i Barsebäck med mycket stora utsläpp, inklusive aerosoler under ogynnsamma väderförhållanden) kan ge många tusen dödsfall företrädesvis i form av sena cancerfall. En snabb evakuering av eventuellt berörda storstadsområden bedömdes ej som realistisk.
- I de mycket allvarliga utsläppsfallen räknar man med svåranserade beläggningar av radioaktiva ämnen som cesium-137 över stora områden (tiotals till tusentals kvadratkilometer). Detta kan begränsa utnyttjandet av berörda områden under längre tid.
- Man vet föga om de sociala följderna av en olycka åtföljd av längre eller kortare tids evakuering.

Energikommissionens *bedömningar och ställningstaganden* till säkerhetsfrågorna vid kärnkraft och andra energislag återfinns i dess slutbetänkande (SOU 1978:49). Underlaget från kommissionens expertgrupp för säkerhet och miljö (EK-A) om kärnkraftens olycksrisker sammanfattas där på följande sätt i kapitlet 5 "Kommissionens bedömningar och ställningstaganden" (sid 189–190).

Vid kärnkraftverk finns risker för haveri som leder till nedsmältning av reaktorhärden, vilket kan leda till stora utsläpp av radioaktivitet. Detta förutsätter i allmänhet liksom ifråga om en LNG-olycka, en kombination av en lång rad olyckliga omständigheter.

Reaktoranläggningar utförs med flera oberoende säkerhetssystem så att man tar hänsyn till även sådana mycket ovanliga händelseförlopp som inte kan uteslutas även om sannolikheten bedöms vara mycket låg. Kommissionen har låtit utföra studier av riskerna för olyckor och konsekvenserna av dessa avseende händelseförlopp på en mer osannolik nivå. Bedömningen av dessa risker måste ske på grundval av teoretiska utredningar. De syftar bl.a. till att finna metoder för att än mer begränsa riskerna.

De utredningar som kommissionen har låtit utföra rör dels sannolikheten för en härdsmltningsolycka, dels konsekvenserna därav.

Vad gäller sannolikheten för en olycka kan man sammanfattningsvis konstatera att de olika utredningarna kommit till ungefär likartade resultat som den s.k. Rasmussen-rapporten, WASH-1400, som publicerats i en slutversion i USA år 1975. I denna rapport beräknas att en härdsmlta för de studerade typerna av lättvattenreaktorer kan inträffa i genomsnitt en gång på 20.000 reaktorår. En sådan beräkning utesluter givetvis inte att ett dylikt haveri kan inträffa när som helst. De hittillsvarande erfarenheterna av drift med kommersiella reaktorer är att ungefär 600 reaktorår uppnåtts utan att någon härdsmlta inträffat.

Det bör observeras att Rasmussen-utredningen uppskattar att sannolikheten för en härdsmlta är lägre för kokarreaktorer än för tryckvattenreaktorer. Rasmussen räknar även med en lägre sannolikhet för att en härdsmlta skall inträffa i de nyare reaktortyperna jämfört med de tidigast byggda. Detta beror bl.a. på utvecklingen mot allt bättre säkerhetssystem.

Vid en härdsmltning finns en stor risk för att såväl reaktortanken som inneslutningsbyggnaden kommer att genombrytas och att ett stort utsläpp av radioaktivitet kommer att ske. Dessa förlopp är emellertid svåra att förutsäga bl.a. därför att något erfarenhetsunderlag inte föreligger.

Även beträffande konsekvenserna av en eventuell reaktorolycka råder stor osäkerhet. Konsekvenserna är beroende av en rad faktorer bl.a. anläggningens lokalisering, rådande väderleksförhållanden, befolkningsfördelning och frågan om befolkningen evakueras eller inte m.m. När det t.ex. gäller meteorologin föreligger flera alternativa beräkningsmodeller som ger skilda utslag beträffande väderlekens inverkan på spridningen av det radioaktiva materialet.

Det kan emellertid konstateras att även vid ogynnsamt lokaliserade anläggningar är de mest troliga konsekvenserna för omgivningen av en härdsmlta begränsade. En sådan olycka kan likväl medföra allvarliga problem.

Vid ett stort haveri i en anläggning lokaliserad nära ett storstadsområde och mycket ogynnsamma omständigheter, t.ex. vindriktning mot befolkningscentra och ogynnsamma meteorologiska spridningsförhållanden, skulle människor kunna dödas eller skadas av radioaktiv strålning eller riskera cancer långt efter olyckan. Vid ett stort haveri skulle vidare markområden, vars storlek beror på omständigheterna, kunna bli belagda med radioaktivitet, vilket skulle innebära vissa begränsningar för området framtida användning. Ett omfattande och dyrbart saneringsarbete skulle bli nödvändigt.

De svåra konsekvenser som en i och för sig ytterst osannolik reaktorolycka kan medföra under ogynnsamma omständigheter motiverar fördjupade studier av vilka olika slags beredskapsåtgärder för evakuering, avskärmningar och sanering av områden etc. som bör vidtas. Det är härvid viktigt att bedöma vilka olika typer av haverier och konsekvensbilder som kan vara så pass sannolika att det finns någon anledning att befara att de kan inträffa. Åtgärderna för att förebygga sådana olyckor bör intensifieras i samband med att kunskaperna förbättras. Sannolikheten för olyckor är mindre i nya anläggningar genom deras förbättrade konstruktion. Fortsatt utvecklingsarbete är likväl angeläget för att än mer förstärka säkerheten. I detta arbete ingår även studier av insatser för att förbättra säkerheten hos redan befintliga reaktorer. Konsekvenserna av härdsmältningar kan minskas genom att införa ytterligare barriärer mot utsläpp och genom förbättrad beredskap.

Kommissionens slutliga ställningstagande till kärnkraftens risker återfinns på sid 200 och följande i slutbetänkandet. Inledningsvis diskuteras där riskerna vid normaldrift, uranbrytning och bränsleframställning. Därefter kommer kommissionen in på olycksriskerna:

Risken för en stor olycka – härdsmältning – och dess effekter har studerats ingående. Metodiken i dessa undersökningar är i princip uppbyggd analogt med kärnkraftssäkerhetssystem, d. v. s. man söker utvärdera vad som kan inträffa om extremt ogynnsamma omständigheter samverkar. Det finns skiljaktliga bedömningar av reaktorsäkerheten såväl inom kommissionens expertgrupp som i andra studier.

Bedömningen av sannolikheten för en härdsmältning faller i stort sett inom samma osäkerhetsintervall i de gjorda utredningarna. Konsekvensstudierna har däremot lett till mer skiljaktliga resultat, främst vad avser markbeläggning.

Sannolikheten för en härdsmälta med de mycket allvarliga konsekvenser som kärnkraftskritiska granskare räknat fram är utomordentligt liten. Det bör också framhållas att säkerhetskraven successivt har skärpts och att teknisk utveckling har skapat förbättrad säkerhet. Sannolikheten för en härdsmälta i den typ av kokareaktorer som nu byggs torde därför vara mindre än i en tidigare generation.

Därefter berör kommissionen bl.a. avfallsproblemen innan kommissionen ger sitt slutliga ställningstagande:

”Den avgörande frågan som således måste besvaras är om de risker som otvivelaktigt är förenade med kärnkraften är godtagbara med hänsyn till de alternativ som står till buds och verksamhetens sociala nytta. Kommissionens svar på denna fråga är ja.”

Detta var ett ställningstagande av kommissionens majoritet. En minoritet

av ledamöterna har anmält avvikande mening i reservationer och särskilda yttranden. Dessa går i stark sammanfattning ut på att man anser att kärnkraftens risker i stort är redovisade på ett rättvisande sätt i sakunderlaget från kommissionens expertgrupp för säkerhet och miljö (EK-A) men att kommissionens majoritet på ett missvisande och ofullständigt sätt beaktat detta sakunderlag vid sina överväganden och slutliga ställningstaganden.

Till det *sakunderlag* från energi- och miljökommittén och EK-A som ovan redovisades i sammanfattning vill reaktorsäkerhetsutredningen foga följande kommentarer:

- Oron inför möjligheten av ett reaktorhaveri kan gälla antingen risken för den enskilda individen som bor nära ett kärnkraftverk att drabbas av skada eller för tidig död, eller de totala skadeverkningar en stor olycka skulle kunna förorsaka.
- Risker för att den enskilda individen skall drabbas av sjukdom och för tidig död till följd av en reaktorolycka kan visas vara mycket liten, jämfört med andra risker individen möter i vardagslivet. Detta kan sägas oavsett de osäkerheter som vidlåder uppskattningarna av sannolikheten för allvarliga reaktorhaverier. För att en given individ skall drabbas krävs nämligen – utöver ett inträffat haveri – även för den individen ofördelaktiga väder- och vindförhållanden samt att den erhållna stråldosen verkligen leder till en skada. Sannolikheten för detta kan uppskattas med större säkerhet än sannolikheten för allvarliga reaktorhaverier.
- Den totala skadeverkan i form av akuta och sena skador och dödsfall kan ändå bli stor om utsläppet driver mot tätbebyggda områden. Dessutom kan sannolikheten för väderförhållanden som leder till omfattande radioaktiv markbeläggning vara betydligt större än sannolikheten för att utsläppta radioaktiva ämnen skall träffa tätbefolkade områden. Från exempelvis Barsebäck kan utsläpp av radioaktivt cesium leda till långvarig markbeläggning av stads- eller jordbruksområden i Sverige eller Danmark i de flesta utsläppsriktningar. Ur samhällets synpunkt kan det vara av intresse att veta något om sannolikheten för ett större kärnkrafthaveri under ett helt kärnkraftsprogram om t.ex. 12×25 reaktorår, även om detta är av mindre intresse när det gäller risken till enskilda individer. Man bör emellertid hålla i minnet att den tekniska utvecklingen och vunna drifterfarenheter kan leda till säkerhetsförhöjande åtgärder som minskar sannolikheten för haverier under programets löptid. Förebud till stora olyckor är avsevärt mer sannolika än den fullbordade katastrofen och bör leda till åtgärder som höjer säkerheten.

Till redovisningen av energikommissionens *bedömningar och ställningstaganden* vill vi foga följande påpekande för att motivera vårt val av baslinje:

De som grundat sin uppfattning om kärnkraftens risker på vad som sägs på sid 189–190 och 200–201 i energikommissionens slutbetänkande utan att tränga in i bakgrundsmaterialet har fått en otillräckligt nyanserad och delvis ofullständig bild av kärnkraftens säkerhetsfrågor, framför allt av osäkerheterna när det gäller att uppskatta sannolikheten för sådana reaktorhaverier som får omfattande följdverkningar, t.ex. i form av radioaktiva markbeläggningar. Vi vill understryka att detta inte innebär något ställningstagande från vår sida till hur energikommissionen utifrån det underlag som stod till dess förfogande vägde samman riskerna vid olika energislag i förhållande till nyttan. Sådana överväganden faller utanför vårt uppdrag.

Förändringar i sakunderlaget efter energikommissionens bedömningar av svensk kärnkraftsäkerhet.

Haveriet vid TMI-2

Från haveriet vid TMI-2 kan ett antal lärdomar dras. De enligt vår mening viktigaste sammanfattas i det följande tillsammans med våra kommentarer beträffande motsvarande förhållanden i Sverige. Därvid har jämförelsen med svenska förhållanden fått begränsas till sådana säkerhetsfrågor som har belysts av haveriet vid TMI-2.

1. Härdhaveriet vid TMI-2 utvecklade sig inte till en fullständig härdsmälta. I tidigare säkerhetsanalyser har man antagit att härdskadeförlopp som går så långt att härdens helt eller delvis rasar samman leder till en fullständig härdsmälta. Haveriet vid TMI-2 har visat att det i alla fall inte är helt omöjligt att kyla en svårt skadad och delvis sammanrasad härd. Hur stora marginaler man har i förhållande till tidigare, mer pessimistiska antaganden i exempelvis Rasmussenstudien är det ännu för tidigt att uttala sig om. Bättre kunskaper i detta avseende har stor säkerhetsmässig betydelse. Kan man i större utsträckning än man hittills antagit förhindra att omfattande härdhaverier utvecklas till härdsmältor är det väsentligt mindre risk för att härdhaveriet leder till omfattande radioaktiva utsläpp.
2. Reaktorinneslutningen förblev oskadad, trots explosionsartade vätegaser. Utsläppen av radioaktiva ämnen var små och begränsade till radioaktiva ädelgaser. Dessa läckte ut från hjälpsystem utanför inneslutningen. Speciellt bör noteras att sådana ämnen som skulle ha kunnat förorsaka markbeläggningar, exempelvis radioaktiv jod och cesium, effektivt kvarhölls, lösta i de stora vattenmängder som fanns inom byggnaderna. De utsläpp som skedde beräknas kunna medföra ett par extra cancerfall.
3. Det fanns vid TMI påtagliga brister i utformningen av störningsinstruktioner och i operatörernas utbildning i att hantera störningar och tillbud som avvek från de vanligaste förloppen.

Förhållandena i dessa avseenden torde på många punkter inte vara bättre i Sverige än i USA. Simulatorträning av operatörer i hantering av olika onormala tillbudsförlopp har exempelvis hittills hunnits med i relativt begränsad omfattning.

4. Det fanns vid TMI påtagliga brister i utformningen av instrumentering och kontrollrum. Operatörerna mötte därför stora svårigheter när det gällde att ställa rätt diagnos på förhållandena i reaktorn och välja rätt handlingsväg för att undvika ett allvarligt haveri. Det kunskapsunderlag som hade funnits tillgängligt i tidigare rapporterade säkerhetsanalyser av kritiska punkter i olika tillbudsförlopp hade inte utnyttjats vid utformningen av instrument och kontrollrum.

Förhållandena är i de anförda avseendena på många punkter bättre i Sverige än i USA. Framst vill utredningen peka på bättre instrumentering och överskådligare manöverrum vid svenska kärnkraftverk, även om det fortfarande finns brister i utformningen med avseende på samspelet människa-maskin. Den svenska s.k. 30-minutersregeln har också framtvingat mer ingående analyser och automatisering av åtgärder som behöver vidtagas vid olika tillbudsförlopp.

5. Haveriet vid TMI-2 visade på påtagliga brister i säkerhetsarbetet när det gäller återföring av erfarenheter av driftstörningar och inträffade tillbud. Inte minst gäller detta störningar som man tidigare inte uppfattat som säkerhetsrelaterade. Erfarenheterna hade inte fått genomslag i tekniska förbättringar och utbildning av operatörerna. Om man i dessa avseenden bara ser till det formella samspelet mellan tillverkare, kraftföretag och tillsynsmyndighet finns det inga avgörande skillnader mellan USA och Sverige. Däremot finns det vissa tecken som tyder på att det informella samspelet fungerat bättre i Sverige. Det sätt på vilket en del säkerhetshöjande åtgärder initierats och genomförts talar härför.
6. Händelseförloppet vid TMI visar på betydelsen av en väl fungerande kvalitetskontroll på underhållssidan. Förhållandena i Sverige i detta avseende diskuteras längre fram i detta kapitel i anslutning till diskussionen av inträffade tillbud.

Punkterna 1 och 2 ger inte anledning att frånga tidigare säkerhetsbedömningar. Erfarenheterna beträffande punkt 1 visar dock att tidigare bedömningar kan ha varit för pessimistiska.

När det gäller punkterna 3–6 är det uppenbart att man såväl hos kraftföretag och reaktortillverkare som hos tillsynsmyndigheterna levt med uppfattningen att säkerhetsarbetet bedrivits mer tillfredsställande än vad haveriet vid TMI-2 uppenbarade.

Teoretiska säkerhetsanalyser

Utredningen har inte funnit anledning att väsentligt omvärdera resultaten av olika teoretiska säkerhetsanalyser, sådana de redovisades och bedömdes i underlaget från EK-A. Den kritik, som i den s.k. Lewisrapporten riktades mot Rasmussenstudien var i allt väsentligt redan känd och redovisad i underlagsrapporterna till EK-A.

Den nyligen publicerade tyska Birkhoferstudien kommer fram till ungefär samma resultat som Rasmussenstudien. De av EK-A diskuterade osäkerheterna i uppskattningen av sannolikheter för hårdhaverier kvarstår i stort sett oförändrade. Bl.a. varnade man för osäkerheter i uppskattningarna av mänskligt felhandlande. I de teoretiska säkerhetsanalyserna saknar man idag metoder att förutsäga när och hur en människa handlar i strid mot givna instruktioner, eller hur han eller hon handlar i avsaknad av instruktioner. Händelseförloppet vid TMI-2 belyser detta.

Inträffade tillbud i Sverige

Inträffade tillbud vid svenska kärnkraftverk fanns redovisade i underlaget till EK-A. Inga av de tillbud som senare inträffat visar enligt kärnkraftinspektionen (SKI) på tidigare ej uppmärksammade brister i de tekniska säkerhetssystemens utformning utöver vad som aktualiserats av haveriet vid TMI-2.

Ett par tillbud under 1979 pekar dock på tidigare ej tillräckligt uppmärksamade brister i kvalitetssäkringsfunktionen på underhållssidan vid Ringhalsverket. Detta bekräftas av den studie som utredningen låtit Det Norske Veritas utföra. I Veritas studie påpekas att bristerna också kan sammanhånga med svagheter i SKI:s tillsyn av kraftföretagens kvalitets-säkring på underhållssidan. Av tidsskäl har Veritas studie ej kunnat utsträckas till övriga kraftföretag. Utredningen har därför ej underlag att uttala sig om förhållandena vid dessa.

Hittills genomförda säkerhetshöjande åtgärder — icke avgjorda säkerhetsfrågor

SKI har liksom den amerikanska kärnkraftinspektionen en lista på icke avgjorda säkerhetsfrågor. SKI:s lista överensstämmer i stort med den amerikanska. Utöver TMI-2-anknutna problem har inget nytt framkommit som gett reaktorsäkerhetsutredningen anledning att komplettera eller ändra innehållet i listan — åtminstone inte i riktning mot att säkerheten skulle ha minskat.

SKI och kraftföretagen har redovisat en rad säkerhetshöjande åtgärder som under senare tid vidtagits eller är på gång vid befintliga reaktorer. En del åtgärder som man i USA krävt till följd av haveriet vid TMI-2, t.ex. lägesindikering på avblåsningsventilerna var redan införda på svenska reaktorer.

Sammanfattande bedömningar av svensk kärnkraftsäkerhet

Den centrala frågan i utredningsuppdraget är om det kommit fram nytt sakunderlag som ger anledning att väsentligt omvärdera riskerna förknippade med produktion av elektrisk energi i svenska kärnkraftblock.

Låt oss då börja med ett konstaterande som vid första anblicken kan låta som en motsägelse. Den verkliga säkerheten vid svenska kärnkraftverk idag är sannolikt högre än den var för ett och ett halvt år sedan, då EK-A lämnade det sakunderlag som låg till grund för energikommissionens ställningstaganden. De tidigare inte tillräckligt uppmärksammade säkerhetsriskerna som ledde till TMI-2-haveriet är nu väl kända och avsevärt minskade genom olika säkerhetshöjande åtgärder. Flera andra säkerhetshöjande åtgärder har vidtagits de senaste åren på de svenska kärnkraftblock som är i drift. Inget tyder på att andra åtgärder vidtagits som väsentligt försämrat säkerheten. Man måste därför göra den bedömningen att den *verkliga* sannolikheten för hårdhaverier och hårdsmältor har minskat under det senaste året – hur stor eller liten denna verkliga sannolikhet än är jämfört med resultaten av de teoretiska säkerhetsanalyserna.

En sådan bedömning som den här gjorda är inte unik för kärnkraftindustrin. Även på t.ex. flygsidan har givetvis säkerheten ökat när en tidigare obeaktad risk uppmärksammats och åtgärdats till följd av inträffade olyckor eller tillbud.

Ur det underlag som lagts fram i detta betänkande kan vidare enligt vår mening följande viktiga slutsatser dras:

Den *första slutsatsen* är att det inte finns anledning att på vetenskaplig grund väsentligt omvärdera den bild som gavs av energi- och miljökommittén och energikommissionens expertgrupp för säkerhet och miljö (EK-A) ifråga om sannolikheten för reaktorhaverier, därmed sammanhängande utsläpp av radioaktiva ämnen och följdverkningarna av dessa (se sidan 36 ovan).

Haveriet vid TMI-2 har visserligen visat på brister i tidigare säkerhetsanalyser, framför allt när det gäller mänskligt felhandlande. Å andra sidan visar underlaget att särskilt de svenska kokarreaktorerna är mindre känsliga för den typ av felhandlande som gav upphov till TMI-2-haveriet, nämligen att operatörerna skapade sig en felaktig bild av reaktorhårdens kylning, bl.a. på grund av brister i instrumentering och utbildning. Erfarenheterna från TMI-2 visar också att de radioaktiva utsläppen till omgivningen blev mycket begränsade i förhållande till de mycket svåra skadorna på reaktorhården. På denna punkt bekräftas säkerhetsanalysernas resultat. Utsläppen av radioaktiv jod blev t.o.m. mindre än befarat.

Den *andra slutsatsen* är att man – mot bakgrund av såväl haveriet vid TMI-2 som de teoretiska säkerhetsanalyserna – i det fortsatta säkerhetsarbetet måste utgå ifrån att det faktiskt kan inträffa ett allvarligt hård-

haveri med omfattande frigörelse av radioaktiva ämnen från härden och åtföljande påfrestningar på reaktorinneslutningen. "Det osannolika har faktiskt inträffat och kan inträffa igen". Denna insikt om kärnkraftens risker måste få fullt genomslag i säkerhetsarbetet. Även om sannolikheten för sådana händelser är låg, och även om den verkliga säkerheten har förbättrats under det senaste året, visar likväl TMI-2-haveriet och andra tillbud att man såväl inom som utom kärnkraftindustrin uppenbarligen ansett att kvaliteten på vissa delar av säkerhetsarbetet varit högre än vad som visat sig vara fallet. Den rad av olika åtgärder som faktiskt vidtagits till följd av TMI-2-haveriet kan ses som en bekräftelse på denna förändrade uppfattning. I praktiken innebär detta att inriktningen på säkerhetsarbetet förändrats i många viktiga avseenden. Ändå står det klart att det inträffade negativt påverkat trovärdigheten i en del alltför långtgående uttalanden om säkerheten som förekommit på sina håll.

De nu redovisade slutsatserna ger vid en *samlad bedömning* enligt vår mening inte anledning att väsentligt omvärdera den bild som energi- och miljökommittén och energikommissionens expertgrupp för säkerhet och miljö (EK-A) tidigare gett av kärnkraftens risker. Men både denna riskbild och erfarenheterna av haveriet vid TMI-2 visar enligt vår uppfattning att väsentligt högre krav måste ställas på säkerhetsarbetet i samband med produktion av elektrisk energi i kärnkraftverk. Detta gäller både i förhållande till hur det hittills bedrivits och i förhållande till de relativt allmänt hållna förslag energikommissionen lade fram i denna fråga (SOU 1978:49, sid 190 och 202). Det gäller också alla led, alltifrån konstruktionen av reaktorerna och deras säkerhetssystem, via tillsynsmyndigheternas verksamhet till det löpande, vardagliga säkerhetsarbetet vid drift och underhåll av kärnkraftanläggningarna.

Särskilt viktig är återföring av erfarenheter av driftstörningar och inträffade tillbud i syfte att förebygga olyckor. Ökande satsningar på förebyggande åtgärder ger dock till slut minskande utbyte. Hårdhaverier kommer att kunna inträffa även i framtiden. De konsekvenslindrande åtgärderna måste därför ägnas väsentligt ökad uppmärksamhet.

Våra överväganden och förslag när det gäller säkerhetshöjande åtgärder och forskning utvecklas närmare i kapitel 9 och 10. De viktigaste slutsatserna och förslagen redovisas i sammanfattning i följande avsnitt.

1.7 Säkerhetshöjande åtgärder och forskning

Utredningen anser att den yttersta ambitionen för alla säkerhetsåtgärder bör vara att helt undanröja riskerna för omfattande förluster av liv eller egendom. Detta gäller även för åtgärder på befintliga kärnkraftverk. Det

står visserligen klart att ingen nu känd åtgärd är tillräcklig för att helt och hållet nå detta syfte. Utredningen anser emellertid att det existerar åtgärder, tekniska och andra, som kan föra säkerhetsnivån avsevärt närmare detta mål. Möjligheterna härtill bör tillvaratas.

Utredningen anser att säkerhetsbegreppet hittills i praktiken fått en alltför snäv innebörd såväl i Sverige som utomlands. Vi menar att den faktiska säkerheten bestäms inte bara av utformningen av härdnöd kylsystem, reservkraftförsörjningar och andra tekniska utrustningar, utan också av faktorer som kraftproducenternas kompetens i säkerhetsfrågor, dessa frågors genomslagskraft i respektive organisation och utbildningen av personal av olika kategorier.

Utredningen har kunnat konstatera att ett betydande arbete i syfte att höja säkerheten redan pågår vid de svenska kraftföretagen, vid SKI samt vid andra institutioner. Utredningen anser emellertid att denna verksamhet bör ytterligare breddas, förstärkas och systematiseras.

I fråga om *rollfördelning och organisation* anser utredningen att en hög ambition för säkerhetsarbetet måste känneteckna all kärnkraftverksamhet. Det direkta säkerhetsansvaret bör liksom tidigare åvila kraftföretagen, medan tillsynsmyndigheternas uppgift bör vara att granska säkerheten i stort. Mot denna bakgrund föreslår utredningen

- ① att tillsynsmyndigheternas huvuduppgift inom detta område, liksom tidigare, skall vara att ange mål för säkerhetsarbetet hos kraftföretagen och granska deras organisation och arbetsformer för att uppnå dessa mål samt noga följa verksamheten, allt under en långtgående offentlig insyn,
- ② att SKI tillförs ökade resurser för konstruktions- och utrustningsgranskning, för tillsyn av drift av kärnkraftverk samt för systemanalys och systemkontroll; på den operativa sidan är det därvid nödvändigt att SKI i väsentligt ökad utsträckning följer upp utbildning och träning av drift- och underhållspersonal,
- ③ att SKI ges möjlighet att rekrytera personal med erfarenhet från industriellt säkerhetsarbete,
- ④ att formerna för samverkan mellan SKI och SSI klarläggs,
- ⑤ att kraftföretagen inriktar policy, organisation och arbetsformer på att till fullo förverkliga den mycket höga säkerhetsambitionen,
- ⑥ att reaktortillverkarnas säkerhetskompetens utnyttjas i full utsträckning.

Beträffande *konstruktion och utförande* av kärnkraftverk konstaterar utredningen att viss oklarhet kan ha rått beträffande de formella säkerhetskraven, speciellt vid tillkomsten av de första svenska kärnkraftverken. Utredningen har funnit att kraftindustrin visat förutseende och initiativ,

då det gällt att successivt vidta säkerhetshöjande tekniska åtgärder på befintliga verk. Dessa har i huvudsak varit inriktade på att förebygga olyckor, medan åtgärder för att lindra konsekvenserna om en olycka trots allt inträffar ägnats mindre uppmärksamhet. Utredningen föreslår

- 7 att tillsynsmyndigheternas principiella krav i tekniskt hänseende preciseras ytterligare,
- 8 att även probabilistiska metoder för riskanalys utnyttjas i säkerhetsgranskningen,
- 9 att säkerhetsanalyser enligt dessa metoder efter hand utförs för alla de enskilda reaktoranläggningarna,
- 10 att tyngdpunkten i säkerhetsarbetet även fortsättningsvis skall vara att förebygga haverier,
- 11 att de konsekvenslindrande åtgärderna likväl ägnas väsentligt ökad uppmärksamhet.

Då det speciellt gäller *konsekvenslindrande eller utsläppsbegränsande åtgärder* konstaterar utredningen att befintliga reaktorinneslutningar ger ett betydande skydd även mot omfattande haverier. Risker för omfattande omgivningskonsekvenser kan dock minskas ytterligare. Därför föreslås

- 12 att ett principbeslut fattas att vidta ytterligare utsläppsbegränsande åtgärder,
- 13 att dessa inriktas främst på att ytterligare minska riskerna för utsläpp som kan leda till höga stråldoser genom bl.a. omfattande radioaktiv markbeläggning,
- 14 att åtgärderna vidtas i första hand för de reaktorer som är förlagda i närheten av omfattande bebyggelse,
- 15 att en kompletterande säkerhetsgranskning omgående genomförs beträffande riskerna i samband med vätgasexplosioner i tryckvattenreaktorernas inneslutningar,
- 16 att kompletterande säkerhetsåtgärder i detta avseende vid behov vidtas.

Utredningen konstaterar att *människa-maskin-frågor* tidigare varit ofullständigt beaktade. Utredningen anser att det är möjligt att successivt vidta åtgärder för att minska riskerna för och konsekvenserna av mänskligt felhandlande. Utredningen föreslår

- 17 att människa-maskin-frågor ägnas ökad uppmärksamhet i samband med säkerhetshöjande åtgärder,
- 18 att särskild vikt läggs vid att underlätta mänskligt handlande i stress-situationer,

- 19 att SKI ges resurser för att bearbeta och utveckla frågor om mänskiska-maskin.

Personalens rekrytering och utbildning är avgörande faktorer för kärnkraftens säkerhet. Utredningen anser att utbildningen i säkerhetsfrågor skall breddas till att omfatta flera personalkategorier än driftpersonalen och att den skall fördjupas. Speciellt föreslås

- 20 att driftpersonalen får en fördjupad utbildning rörande de grundläggande fysikaliska och tekniska processerna i reaktorer,
- 21 att driftstörningar och haverisituationer ges större utrymme i utbildningen,
- 22 att underhållspersonalen omfattas av säkerhetsutbildning,
- 23 att kunskapsutbytet mellan säkerhetsspecialisterna främjas genom olika samarbetsarrangemang och genom samverkan med de tekniska högskolorna och Studsvik,
- 24 att ett ökat inslag av gemensam utbildning för olika personalkategorier, exempelvis drift- och underhållspersonal, eftersträvas,
- 25 att SKI:s resurser för att följa kraftföretagens utbildningsverksamhet förstärks.

Utredningen konstaterar att kärnkraftverkens *normaldrift* är reglerad på ett lämpligt sätt i säkerhetstekniska bestämmelser (STF). För den faktiska säkerheten är kvaliteten i underhåll och provning av avgörande betydelse. Av stor vikt är också kompetensen hos vissa centrala befattningshavare. Utredningen föreslår

- 26 att en "generalklausul" intas i STF med innebörd att kärnkraftverk skall bringas till säkert avställt tillstånd vid felsituationer under driften vilka inte täcks av instruktioner eller inte kan diagnostiseras omgående,
- 27 att SKI formulerar krav i stort för kraftföretagens kvalitetssäkringsarbete och för uppföljning av genomförandet,
- 28 att SKI:s resurser för ändamålet förstärks kvalitets- och kvantitetsmässigt,
- 29 att kompetenskraven för skiftpersonalen preciseras,
- 30 att ett system med namngivna, av tillsynsmyndigheterna godkända föreståndare för säkerhetsarbetet övervägs,
- 31 att överlämningen mellan skift sker i striktare former än nu, på bas av principkrav från tillsynsmyndigheten.

Kraftföretagens *haveriberedskap* kan ställas inför höga krav på snabba långtgående beslut. Detta gäller alldeles särskilt för tryckvattenreaktorerna. Haveriplaneringen måste innefatta entydig ansvarsfördelning, snabb förstärkning av personalresurserna och övning av beredskapsorganisationen. Utredningen föreslår

- 32) att inställelsetiden för vakthavande ingenjörer avkortas till att med säkerhet inte överstiga 30 minuter (redan genomfört i Barsebäck),
- 33) att vakthavande ingenjör skall ha tillräcklig kompetens för långtgående drifttekniska beslut,
- 34) att beredskapsorganisationen inom verken övas även beträffande förlopp med omfattande reaktorskador,
- 35) att tillsynsmyndigheternas befogenheter att ingripa i haverisituationer och deras beredskapsplanering för sådana situationer granskas,
- 36) att uppbyggnad av en teknisk specialistgrupp för förstärkning av kraftverkets kompetens i haverisituationer övervägs och att en kontaktman från kärnkraftverket stationeras vid berörd länsstyrelse i samband med ett haveri.

En väl fungerande *erfarenhetsåterföring* från driften av kärnkraftverken är mycket viktig för upprätthållande och vidareutveckling av säkerheten. Nuvarande system för erfarenhetsåterföring är otillräckligt. Utredningen föreslår därför

- 37) att en särskild ordning övervägs för utredning och analys av allvarliga tillbud och driftstörningar av särskilt intresse från säkerhetssynpunkt, och att frågan om den lämpligaste formen härför aktualiseras genom SKI:s försorg,
- 38) att ett förbättrat system i övrigt för händelseuppföljning, felanalys och erfarenhetsåterföring byggs upp i samverkan mellan kraftföretag, tillsynsmyndighet och tillverkare,
- 39) att resurserna för kvalificerad analys av rapporterade händelser beaktas särskilt,
- 40) att resurser för probabilistisk riskanalys av Rasmussentyp ingår,
- 41) att internationellt utbyte av fördjupade analyser stimuleras,
- 42) att offentlig insyn i verksamheten säkerställs.

Utredningen har översiktligt granskat det svenska *forskningsprogrammet* för säkerhetshöjande åtgärder och dess anknytning till internationell verksamhet. Utredningen konstaterar att den nuvarande forskningen till stor del berör tekniska frågor och föreslår bl.a.

- 43) att forskning kring policy, rollfördelning och organisation som säkerhetsfaktorer tas upp,

- 44) att den mänskliga faktorn beaktas i väsentligt större utsträckning, dels genom inrättande av ytterligare professurer i teknisk psykologi vid de tekniska högskolorna, dels genom utvidgning av SKI:s resurser inom området,
- 45) att en långsiktig forskning kring utsläpps begränsande åtgärder etableras,
- 46) att deltagandet i det internationella forskningssamarbetet förstärks och att särskilt den västtyska forskningen kring drift- och underhållsfunktionen följs uppmärksam,
- 47) att SKI:s planeringsfunktion för forskning förstärks,
- 48) att spridningen av både svenska och utländska forskningsresultat ägnas stor uppmärksamhet.

Initiativ, förberedelse och genomförande, eller bevakning i annan form av här föreslagna åtgärder ankommer på statens kärnkraftinspektion, SKI, ensam eller i samverkan med andra parter. Utredningen föreslår

- 49) att SKI utan dröjsmål upprättar en tids- och åtgärdsplan för av utredningen här framlagda förslag.

2 Bakgrund – Direktiv – Arbetsätt

2.1 Tidigare utredningar på kärnenergiområdet

Redan år 1945 tillkallades den första offentliga utredningen – atomkommittén – med uppgift att planlägga forskningsarbetet för atomenergins utveckling. Atomkommitténs förslag godtogs av statsmakterna (prop. 1947:131, SU 217, rskr 403).

I augusti 1955 anordnade FN en första konferens i Genève om atomenergins fredliga utnyttjande.

Som följd av den tillkallade handelsministern i december 1955 en utredning med uppdrag att lägga fram förslag om arbetsuppgifterna på atomenergiområdet.

1955 års atomenergiutredning lade redan efter tre månader fram sitt betänkande (SOU 1956:11). Utredningen angav riktlinjer för ett brett uppbyggt svenskt utvecklingsprogram, innefattande såväl reaktorer som bränsle, och för organisationen av arbetet. Dessa riktlinjer kom att bli bestämmande för det svenska atomenergiprogrammet under åtskilliga år.

Våren 1956 lades en proposition i fråga fram för riksdagen (prop. 1956:176). Den energipolitiska motiveringen för att satsa på atomenergin understöks starkt. Departementschefen framhöll bl.a. att det väsentligen är genom denna energikälla som vi kan undvika att vår energiförsörjning blir beroende av en alltmer ökad bränsleimport. Sverige måste därför med all kraft göra en självständig insats för en efter våra förhållanden anpassad utveckling på atomenergiområdet. Mot denna bakgrund tillstyrktes utredningens reaktor- och bränsleprogram.

Propositionen godkändes av riksdagen utan debatt (3 LU 22, rskr 344).

I enlighet med utredningens förslag inrättades ett särskilt rådgivande organ till regeringen, delegationen för atomenergifrågor. Delegationen hade även till uppgift att underlätta samråd mellan handelsdepartementet och andra berörda departement och myndigheter. Delegationen fick senare ställning som tillsynsmyndighet enligt den nya atomenergilagen (1956:306). Granskningen av atomenergianläggningar m.m. från säkerhetssynpunkt handhades av en särskild reaktorförläggningsskommitté inom delegationen.

I samband med Suezkrisen i mitten på 1950-talet framstod det som ett nationellt intresse att minska beroendet av omvärlden på energiområdet. Sådana tankegångar tog sig mycket starka uttryck i det betänkande, som den statliga bränsleutredningen avgav i december 1956 (SOU 1956:46). Utredningen ansåg att bränsleimporten handelspolitiskt och beredskapsmässigt hotade att växa oss över huvudet. En "aktiv energipolitik" framstod som en ovillkorlig förutsättning för fortsatt välståndsutveckling.

Utredningen framhöll att den enda aktuella inhemska källa, som förmår att uthålligt tillgodose nytillkommande behov, utgörs av våra uranhaltiga oljeskiffrar. Bränsleproblemets lösning förutsatte därför först och främst, att den aktiva energipolitiken inriktades på ett snabbt tillgodogörande av atomenergin. Utredningen ansåg att man snabbt skulle kunna uppnå den önskvärda avlastningen av bränsleimporten genom att använda atomreaktorer för värmealstring.

Redan i 1957 års statsverksproposition återopades bränsleutredningens synpunkter som motiv för en ny kraftig höjning av anslaget till atomenergiverksamhet.

Under slutet av 1960-talet genomfördes en organisatorisk översyn på energiområdet som även berörde myndighetsuppgifterna på atomenergiområdet. Frågan om atomdelegationens och dess reaktorförläggningskommittés ställning ingick i de ursprungliga direktiven till 1966 års atomenergiutredning, och i början av år 1969 fick utredningen tilläggsdirektiv som bl.a. utvidgade uppdraget till att omfatta även avgiftsfinansiering av myndighetens verksamhet. I december lade utredningen fram ett betänkande med förslag till en väsentlig ökning av de resurser för säkerhetsgranskning och tillsyn som stod till reaktorförläggningskommitténs förfogande (Ds I 1969:7). Dessa resurser borde administrativt knytas till statens strålskyddsinstitut, varvid kommittén skulle bestå i form av en rådgivande nämnd till institutets styrelse. Vidare föreslogs att delegationen skulle upphöra och dess allmänt beredande och rådgivande uppgifter fördelas på vederbörande departement och AB Atomenergi.

I en proposition, som lades fram i mars 1970, förordades utredningens förslag beträffande ökade resurser för det tekniska säkerhetsarbetet hos tillsynsmyndigheten. I anknytningsfrågan var emellertid departementschefen inte beredd att ta ställning förrän förslagen från två utredningar – energikommittén och kommerskollegieutredningen – prövats. Delegationen och reaktorförläggningskommittén fick därför bestå till dess en samlad prövning av organisations- och samordningsproblemen på angränsande områden kunde äga rum. Riksdagen beslöt i enlighet härmed (prop. 1970:83, SU 94, rskr 220).

I avvaktan på en slutlig lösning av organisationsfrågan vidtogs olika åtgärder för att understryka delegationens ställning som självständig säkerhetsmyndighet och den tekniska expertisen inom delegationen förstärktes. Vidare upphörde den tidigare nära anknytningen till vederbörande departement.

Delegationen för atomenergifrågor ombildades 1974 till en självständig myndighet, statens kärnkraftinspektion.

Under senare hälften av 1960-talet ökade medvetenheten om de risker för stora olyckor som är förknippade med kärnkraften. Stockholms elverk ansökte 1968 om tillstånd att uppföra ett kärnkraftvärmeverk vid Värtan

endast några km från Stockholms centrum. Detta avstyrkte reaktorför-läggningsskommittén. Därefter tillsattes närförläggningsskommittén. Dess betänkande (SOU 1974:56), Närförläggning av kärnkraftverk presenterades i juni 1974.

Närförläggningssutredningen rekommenderade slutligen att värmeproduktionen i landets storstadsregioner utnyttjar kärnkraftvärmeverk men att utpräglad närförläggning undviks till dess ytterligare erfarenheter vunnits av anläggningar lokaliserade enligt dittillsvarande principer.

Delegationen för forskning rörande kärnkraftens säkerhets- och miljöfrågor (Kärnsäkforsk) tillsattes år 1972 för att planera och administrera ett forskningsprogram med inriktning på sådan forskning som är av betydelse för myndigheternas bedömning av kraftreaktorers, främst lättvattenreaktorers, säkerhet och inverkan på miljön såvitt avser radioaktivt utsläpp.

Verksamheten omfattade i huvudsak följande huvudområden:

- haveriförebyggande system och åtgärder,
- konsekvenslindrande system och åtgärder inkl. störnings- och haveri-analys,
- radioaktivt avfall och reningssystem,
- strålskyddsfrågor och miljöeffekter samt
- säkerhetskriterier.

Kärnsäkforsk:s verksamhet bekostades av kärnkraftproducenterna. Verksamheten överfördes år 1976 till statens kärnkraftinspektion och statens strålskyddsinstitut.

I samband med att försvarsstaben år 1972 yttrade sig över av statens vattenfallsverk föreslagna kraftstationslägen vid Tunaberg, Brodalen och Lyse aktualiserade den frågan om bergförläggning av kärnkraftverk. Med anledning härav beslöt Centrala driftledningen (CDL) i april 1973 att utreda bl. a. de anläggningstekniska möjligheterna att från krigsskydds-synpunkt förlägga kärnkraftverk i berg.

I maj 1974 tillsatte CDL en utredning, vars arbete syftade till att klarlägga för- och nackdelar från reaktorsäkerhetssynpunkt med en bergförlagd kärnkraftstation jämfört med en station ovan jord. Utredningen redovisade i betänkandet Bergförläggning av kärnkraftstationer ur reaktor-säkerhetssynpunkt principer och principlösningar för en bergförlagd kärnkraftstation samt frågor rörande skydd mot sabotage. Även frågor rörande nedläggning av en kärnkraftanläggning efter brukbarhetsperi-odens slut behandlades. Utredningsarbetet avsåg i huvudsak en kärnkraftstation med aggregat av kokartyp med 1.000 MW eleffekt. Även ett alternativ med en reaktor av tryckvattentyp behandlades.

Närförläggningssutredningen och de av CDL utförda utredningarna ut-

gjorde bl.a. underlag för det energipolitiska program som regeringen 1975 lade fram i propositionen Energihushållning (prop. 1975:30).

I denna proposition föreslog regeringen att det svenska kärnkraftprogrammet t.o.m. år 1985 borde begränsas till 13 block. Regeringen föreslog även att kraftigt förstärka resurserna på kärnsäkerhetsområdet. Riksdagen tillstyrkte regeringens förslag (NU 1975:30, rskr 1975:202).

2.2 1979 års energipolitiska beslut och förarbetena härtill

I juli 1975 fick kärnkraftinspektionen i uppdrag av regeringen att utföra en studie över vissa reaktorsäkerhetsfrågor. Uppdraget avsåg i huvudsak säkerheten hos lättvattenreaktorer och var avsett att ingå i underlaget för det energipolitiska beslut som avsågs att fattas år 1978. Kärnkraftinspektionen redovisade arbetet i rapporten Reaktorsäkerhetsstudie som presenterades i juni 1977.

Hälso- och miljöeffekterna vid användning av olika energikällor, bl.a. kärnkraft, har studerats av energi- och miljökommittén som tillsattes av jordbruksministern i februari 1976. Utredningsarbetet redovisades i betänkandet (SOU 1977:67) Energi, Hälsa, Miljö, vilket överlämnades till energikommissionen för att ingå i dess arbete.

Energikommissionen tillkallades i december 1976 för att utarbeta alternativa förslag till energipolitikens utformning för tiden fram till år 1990. Kommissionens arbete organiserades så att fem expertgrupper med ansvar för var sitt område tog fram och sammanställde underlag för kommissionens ställningstagande inom resp. verksamhetsområde. Dessa områden var säkerhet och miljö, energitillförsel, energihushållning, styrmedel samt forskning och utveckling. Kommissionens arbete presenterades i två betänkanden (SOU 1978:17) Energi och (SOU 1978:49) Energi, hälso-, miljö- och säkerhetsrisker. Beträffande kärnkraften fann kommissionen att de negativa effekterna under normaldrift är tolerabla, att riskerna för stora olyckor ligger inom godtagbara gränser med hänsyn till de alternativ som står till buds och verksamhetens sociala nytta samt att tillfredsställande tekniska lösningar för förvaring av högaktivt avfall finns. Mot denna bakgrund fann kommissionen att man varken bör avveckla kärnkraften eller binda sig vid den som en oundgänglig del av vårt energisystem genom en större ökning av kärnenergiverksamheten i Sverige. Regeringen anslöt sig i propositionen Riktlinjer för energipolitiken (prop. 1978/79:115), som beslutades den 1 mars 1979, till energikommissionens bedömningar och föreslog riksdagen att det svenska kärnenergi-programmet skulle begränsas till 12 kärnkraftblock. I propositionen framlades även förslag till kraftiga satsningar på åtgärder för att höja säkerheten vid drift av kärnkraftreaktorer.

Inverkan av haveriet vid Three Mile Island nr 2

Den 28 mars 1979, ungefär en månad efter det att regeringen lagt fram sin proposition om den framtida energipolitiken för riksdagen, inträffade haveriet i kärnkraftblocket Three Mile Island nr 2. Rapporteringen från haveriet i svenska massmedia gav upphov till en mycket omfattande diskussion om säkerheten vid produktionen av elektrisk energi i kärnkraftverk. Bl.a. ifrågasattes om de beskrivningar av dessa risker som tidigare redovisats i statliga utredningar och av kraftindustrin varit korrekta. Diskussionen ledde så småningom till att de politiska partierna enades om att inte under våren 1979 behandla de i prop. 1978/79:115 framlagda förslagen med anknytning till kärnenergin. I stället kom man överens om att i en folkomröstning, i början av år 1980, låta väljarna ta ställning till kärnkraftens framtida roll i den svenska energiförsörjningen och först därefter fastställa de slutliga riktlinjerna för energipolitiken.

2.3 Reaktorsäkerhetsutredningens direktiv m.m.

Internationell bakgrund

Onsdagen den 28 mars 1979, klockan 04.00 på morgonen, inträffade vid kärnkraftverket Three Mile Island, block 2 (TMI-2) i USA en driftstörning, som kom att utvecklas till ett komplicerat, oförutsett händelseförlopp med bl.a. betydande skador på blockets reaktorhård som följd. Stora delar av hårdens innehåll av radioaktiva ämnen släpptes ut i reaktorbyggnaden och i viss mån i anslutande utrymmen. Utsläppen till omgivningen blev begränsade. Haveriet betraktas som den svåraste och allvarligaste olycka som inträffat vid ett kommersiellt kärnkraftverk i USA. Händelseförloppet har gett anledning till analyser av och intensiva diskussioner om olycksorsakerna, händelseförloppet och säkerheten vid fortsatt utnyttjande av kärnkraft, inte bara i USA utan världen över.

I USA tillsatte landets president en kommission under ledning av dr. John G. Kemeny med uppdrag att undersöka orsakerna till olyckan och att utfärda rekommendationer för att förhindra liknande händelser i framtiden. Kommissionen överlämnade sin rapport till president Carter den 30 oktober 1979. Mer eller mindre omfattande eller speciella utredningar och undersökningar har företagits eller påbörjats i ett flertal andra former i USA, däribland av särskilda kommissioner eller arbetsgrupper, tillsatta av senaten och av kongressen. Den amerikanska kärnkraftinspektionen (NRC) har i flera rapporter redovisat och analyserat haveriförloppet och de lärdomar som bör dras därav för det fortsatta säkerhetsarbetet. NRC har även tillsatt en särskild utredning under ledning av juristen Mitchell Rogovin, som skall gå igenom hela haveriförloppet, inklusive NRC:s eget handlande under förloppet.

Flera andra amerikanska myndigheter och forskningscentra har också bidragit med analyser av haveriet och dess följdverkningar.

Många länder, däribland Danmark, Frankrike, Japan och Förbundsrepubliken Tyskland, samt den europeiska gemenskapen, EG, har sändt delegationer till NRC och Three Mile Island för att få direkta informationer om olycksförloppet och dess orsaker. Delegationerna har avlämnat mer eller mindre omfattande rapporter.

I Sverige fick statens kärnkraftinspektion (SKI), som en första åtgärd av regeringen den 5 april 1979, i uppdrag att redovisa vad som inträffat vid haveriet och vilka åtgärder detta föranledde beträffande svenska kärnkraftblock. Inspektionen redovisade resultaten av sin undersökning i en rapport, daterad den 3 maj 1979.

En särskild rapport, avseende strålskydds- och beredskapsaspekter, överlämnades den 7 juni 1979 av statens strålskyddsinstitut till SKI.

Reaktorsäkerhetsutredningens direktiv

Vid regeringssammanträde den 26 april 1979 bemyndigades statsrådet Tham att tillkalla en kommitté med högst 12 ledamöter, med uppdrag att på grundval av bl.a. gjorda reaktorsäkerhetsstudier och olyckan vid kärnkraftverket Three Mile Island, block 2, dels överväga om det finns anledning att väsentligt omvärdera kärnkraftens risker, dels utreda vilka åtgärder som bör vidtagas för att stärka säkerheten vid de svenska kärnkraftverken.

I sitt anförande till protokollet utvecklade statsrådet Tham närmare innebörden av det angivna utredningsuppdraget och anförde härom bl.a. följande.

”Kommittén bör insamla och utvärdera det material, både svenskt och utländskt, som finns tillgängligt rörande såväl olyckan vid Three Mile Island, block 2, som anläggningen i övrigt. Speciellt bör kommittén utreda om det haveri som inträffade i anläggningen på morgonen den 28 mars 1979 har berörts eller i övrigt nämnts i de säkerhetsanalyser som gjorts rörande Three Mile Islands kärnkraftverk eller andra anläggningar av liknande konstruktion. Om så har skett bör kommittén utreda om det inträffade haveriet, med hänsyn till antalet ackumulerade reaktorår etc., väsentligt avviker från vad som kan förväntas. Kommittén bör även utreda huruvida ett haveri liknande det som inträffat vid Three Mile Island, block 2, kan inträffa i svenska kärnkraftverk samt hur stor sannolikheten i så fall är att detta kan inträffa.

Kommittén bör vidare redovisa principerna för uppbyggnaden av säkerhetssystemen i svenska och utländska kärnkraftverk och hur säkerhetsanalysen av kärnkraftverken har utförts.

Kommittén bör särskilt redovisa hur riskerna har beräknats för haverier som orsakats av flera av varandra oberoende felfunktioner i reaktorsystemen. Betydelsen av reaktoroperatörernas inflytande över driften av kärnkraftverk vid uppskattning av riskerna för haverier bör analyseras och redovisas.

Med anledning av resultat som erhålles vid utredningen av dels haveriet vid Three Mile Island, block 2, dels de riskbedömningar och säkerhetsanalyser som har genomförts och genomförs rörande kärnkraftverk bör kommittén ta ställning till om de erfarenheter som härvid erhållits föranleder ändrade bedömningar av säkerheten i samband med produktion av elektrisk energi i kärnkraftverk. Kommittén bör vidare studera de svenska kärnkraftblocken och i samverkan med kärnkraftinspektionen dra upp de närmare riktlinjerna för hur arbetet med att minska riskerna för och konsekvenserna av stora olyckor i kärnkraftverk skall bedrivas. Kommittén bör lämna förslag till dels inom vilken eller vilka av de tre åtgärdskategorierna – haveriförebyggande, haveribekämpande och konsekvenslindrande åtgärder – som de primära insatserna bör göras, dels vilka dessa insatser bör vara. En utgångspunkt bör härvid vara att kommitténs arbete bör leda fram till en åtgärdsmodell som inte är bunden till ett speciellt kärnkraftverk utan kan tillämpas generellt.

Kommittén bör även lämna förslag till inriktning och utformning av kärnkraftinspektionens forskningsprogram kring säkerhetshöjande åtgärder i befintliga kärnkraftverk. Kommittén bör särskilt studera de utländska forskningsprojekt som berör säkerhetshöjande åtgärder och ange vilka av dessa som är av intresse för svenskt vidkommande.

Kommittén bör, när det gäller säkerhetshöjande åtgärder i de svenska kärnkraftblocken, liksom vid övriga kärnsäkerhetsrelaterade överväganden, beakta den kompetens som finns vid statens kärnkraftinspektion och de utredningar som tidigare gjorts inom området.

Arbetet bör bedrivas så att det kan slutligt redovisas senast i november 1979."

Utredningsdirektiven återfinns i sin helhet i appendix 1.

2.4 Utredningsarbetets bedrivande

Kommittén antog vid sitt första sammanträde den 22 maj 1979 namnet Reaktorsäkerhetsutredningen. Sammanlagt har kommittén hållit 12 sammanträden.

Särskilda utredningar och sammanställningar

På uppdrag av kommittén har följande särskilda utredningar och sammanställningar utförts av nedan angivna personer eller företag:

- "Förslag till forskningsprogram för förbättring av inneslutningsfunktionen i kärnkraftverk" av Kjell Johansson vid Studsviks Energiteknik AB,
- "Beräkning av individ- och kollektivdoser från atmosfäriska utsläpp vid TMI" av Kay Edvarson, statens strålskyddsinstitut,
- "Radiologisk analys av TMI" av Lars Malmqvist, statens strålskyddsinstitut,
- "Utsläppsbegränsande anläggningar vid kontrollerat utsläpp av gas och ånga från reaktorinneslutningar" av Gunnar Svedberg, Kungl. Tekniska Högskolan,
- "Operatörsåtgärder under olycksförloppet vid TMI-2" av Bo Rydnert, LUTAB,
- "Review of the Three Mile Island Nuclear Power Station Accident" av Det Norske Veritas,
- "Safety Study of Quality Assurance Programme for a Swedish PWR Plan" av Det Norske Veritas,
- "Bedömning av vattennivån i TMI-2-reaktorn vid haveriet den 28 mars 1979" av Kurt M Becker, Kungl. Tekniska Högskolan,
- "TMI-2, Uppskattning av radiolys och övriga bidrag till gasbubblan" av H. Christensen, Studsvik, T. E. Eriksen, KTH, K. Pettersson, Studsvik, och E. Rosén, Umeå Universitet,
- "Riskanalytisk metodik vid reaktorsäkerhetsstudier med avseende på mänsklig funktionsförmåga och bedömningsproblem" av Bo Rydnert, LUTAB,
- "Rapporteringsverksamhet av flygsäkerhetsbetydelse" av Göran Lilja, FFA,
- "Termohydraulisk analys av händelseförloppet vid haveriet i Three Mile Island 2, Harrisburg, Pennsylvania, USA, för de första 16 timmar" av Bo Braun.

Dessa specialutredningar och sammanställningar har, jämte särskilda promemorior utarbetade av enskilda utredningsledamöter, samlats i en särskild bilaga (Ds I 1979:22) till kommitténs betänkande. Bengt Pershagen, Studsvik Projektadministration AB, har vidare på utredningens uppdrag utarbetat en sammanställning "Principer för reaktorsäkerhet". Materialet i denna promemoria har inarbetats i olika kapitel i betänkandet, främst kapitel 3 och 4.

Studiebesök

Kommittén har företagit studiebesök vid Ringhals kärnkraftverk och vid AB Kärnkraftutbildnings anläggning i Studsvik. Därvid har utredningen haft diskussioner med företrädare för ledningen vid respektive anläggningar och med företrädare för olika personalgrupper såsom reaktoroperatörer.

Därutöver har enskilda ledamöter besökt Barsebäcks kärnkraftverk och den norska kärnforskningsanläggningen i Halden. I Halden studerades speciellt kontrollrumsfrågor.

Kommitténs samtliga ledamöter och sekretariatet företog under veckan den 20–25 augusti 1979 en studieresa till USA. På programmet stod bl.a.

- Överläggningar och diskussioner med olika enheter och projektgrupper inom den amerikanska kärnkraftinspektionen (NRC), rörande säkerhetsfrågor som aktualiserats av haveriet vid TMI-2.
- Bevistande av Kemeny-kommissionens förhör med bl.a. personer i ledande ställning inom NRC.
- Diskussioner med chefen för den projektgrupp (NSAC) som på uppdrag av den amerikanska kraftindustrins forskningsinstitut (EPRI) gjort en omfattande teknisk analys av haveriförloppet vid TMI-2.
- Besök vid kärnkraftverket Three Mile Island. Tre av kommitténs ledamöter hade därvid tillfälle att även besöka kontrollrummet för block 2.
- Diskussioner med företrädare för Pennsylvania Emergency Management Agency, dvs den delstatsmyndighet som är ansvarig för beredningsplanläggning och utrymning.

Därutöver hade utredningen i USA ett antal samtal med enskilda forskare och företrädare för olika organisationer (se vidare appendix 3).

Den 29–31 oktober besökte två ledamöter och huvudsekreteraren ånyo USA i samband med att Kemeny-kommissionen överlämnade sin rapport. Härvid gavs tillfälle till diskussioner såväl med ledamöter av kommissionen som med experter ur dess stab. Vidare besöktes NRC, bl.a. för diskussion med företrädare för den arbetsgrupp inom NRC som nyligen lagt fram sina rekommendationer om säkerhetshöjande åtgärder på längre sikt (NUREG – 0585).

Kontakter med myndigheter och företag

Vid besöket i USA i augusti 1979 erhöll utredningen de rekommendationer om säkerhetshöjande åtgärder på kort sikt som då just framlagts inom NRC (NUREG-0578, Denton 1979). Reaktorsäkerhetsutredningen överlämnade dessa rekommendationer till Oskarshamns Kraftgrupp AB, statens vattenfallsverk och Sydkraft AB samt till statens kärnkraftinspektion med anhållan om kommentarer till rekommendationerna samt om

vilka åtgärder de ansåg påkallade för svenskt vidkommande. Dessa frågor och de skriftliga svaren diskuterades med företrädare för kraftföretagen och SKI vid utredningssammanträde den 20 september 1979. Utredningen anhöll även om synpunkter från reaktortillverkarna (Asea-Atom och Westinghouse) i hithörande frågor. Svaren diskuterades med företrädare för nämnda företag vid sammanträde den 10 oktober 1979.

Vidare har kommittén i Sverige haft diskussioner med ett antal forskare och experter inom olika områden. Kommitténs ordförande har också tagit kontakt med olika intressegrupper i kärnkraftfrågan, närmast i syfte att informera sig om i vad mån genom dessa gruppers försorg företags eller initierats vetenskapliga undersökningar av intresse för kommitténs arbete. En förteckning över dessa kontakter återfinns i appendix 3.

Underlag från andra länder

Genom förmedling av vetenskapsattachén vid svenska ambassaden i Washington, Lars Gunnar Larsson, har kommittén fått del av det mycket omfattande utredningsmaterial i reaktorsäkerhetsfrågor, som tagits fram i USA före och efter haveriet vid TMI-2.

Detta finns förtecknat i litteraturförteckningen i appendix 5. Vetenskapsattachén i Washington medverkade även vid uppläggning och genomförande av de i ett tidigare avsnitt nämnda besöken.

Av det omfattande amerikanska materialet kan, förutom de i direktiven nämnda s.k. Rasmussen- och Lewisrapporterna (WASH-1400, NUREG/CR-0400) nämnas följande:

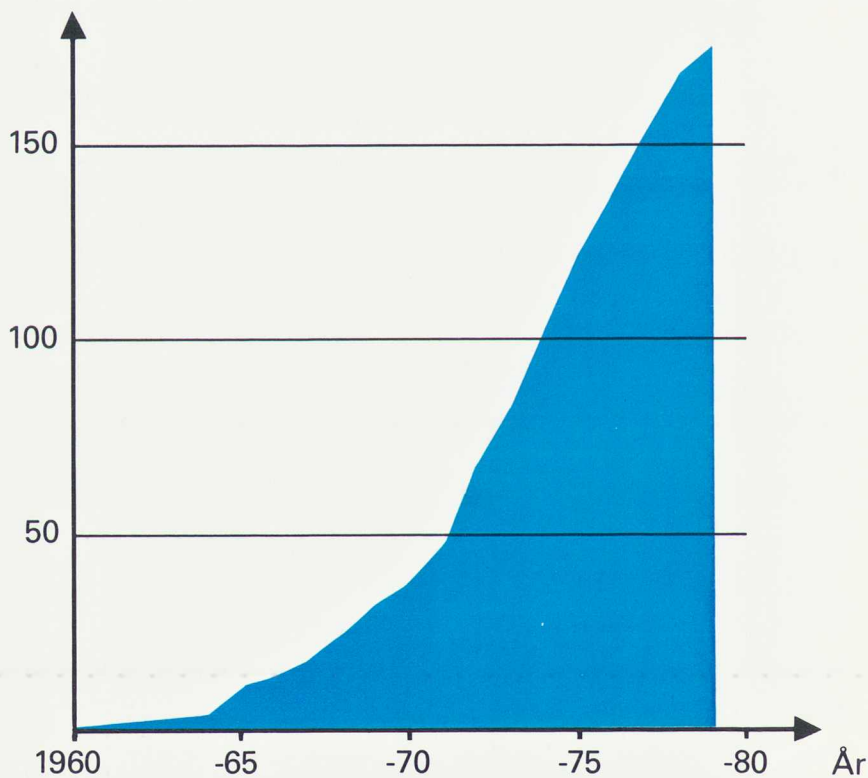
- NRC:s inspektionsenhets redogörelse för och analyser av TMI-2-haveriet (NUREG-0600).
- NRC:s rapporter om lärdomar dragna av haveriet vid TMI-2 med rekommendationer om säkerhetshöjande åtgärder (NUREG-0578, NUREG-0585).
- Analysen av TMI-2-haveriet av the Nuclear Safety Analysis Center (en projektgrupp inom den amerikanska kraftindustrins forskningsinstitut, EPRI (NSAC-1).
- En rapport om säkerhetshöjande åtgärder utarbetad av en arbetsgrupp inom Tennessee Valley Authority, ett av USA:s största kraftföretag (TVA 1979).
- Kemeny-kommissionens rapport till USA:s president om haveriet vid TMI-2 med förslag till säkerhetshöjande åtgärder (Kemeny 1979), samt kommissionens stabsrapporter, utskrifter av bandinspelningar av

kommissionens förhör med företrädare för NRC, leverantörer och innehavare av TMI-2, operatörer och andra befattningshavare vid kärnkraftverket m.fl.

Genom utrikesdepartementets försorg har vidare utredningen fått ta del av ett omfattande rapportmaterial från en rad andra länder. Av särskilt intresse har därvid varit material från Förbundsrepubliken Tyskland.

Kommitténs rapportmaterial kommer efter avslutat arbete att deponeras vid statens kärnkraftinspektion. Vid SKI finns även tillgänglig en detaljerad förteckning över erhållet material.

Antal idrifttagna
kärnkraftverk



Figur 3.1
Antal idrifttagna kärnkraftverk i världen med en elektrisk nettoeffekt större än 200 MW.

3 Kärnkraftsaggregat – uppbyggnad och funktion

3.1 Kärnkraftens utbyggnad i Sverige och i världen i övrigt

Den första kärnreaktor, som var en forskningsreaktor, togs i drift i december 1942 i Chicago, USA. Denna reaktor utgjorde det första experimentella beviset för att det gick att frigöra kärnenergi ur uran i en reaktor. Efter en trevande inledning startade under slutet av 1940-talet utvecklingen av kärnreaktorer för ubåtsdrift och produktion av elkraft. Utvecklingen av kommersiella reaktorer ledde till att ett antal olika reaktortyper såg dagens ljus. Utvecklingen av gaskyllda reaktorer gick snabbast. I slutet av 1950-talet startades ett flertal anläggningar av denna typ för kraftproduktion. Den mest kända är Calder Hall-anläggningen i England som togs i drift år 1956. I Canada och Skandinavien satsade man inledningsvis på utveckling av tungvattenkylda reaktorer. Tungvattenlinjen övergavs i Sverige i början av 1970-talet, medan Canada fortsatte utvecklingen och har utvecklat den s.k. Candu-reaktor. Utvecklingen av lättvattenreaktorer började i USA under senare delen av 1940-talet. Först utvecklades tryckvattenreaktorer för utbåtsdrift. Den första tryckvattenreaktor för demonstration av kommersiell kärnkraft var den s.k. Shippingport-anläggningen. Den togs i drift 1957. Den första demonstrationsanläggningen med kokarreaktor togs i drift år 1960.

Utvecklingen av olika reaktorer har i hög grad varit avhängig av det kapital som lagts ner på utveckling av de olika typerna. Det försprång som lättvattenreaktorerna har erhållit beror i hög grad på de insatser USA gjorde för utveckling av reaktorer för ubåtsdrift. Lättvattenreaktorernas kommersiella genombrott kom i mitten av 1960-talet då beställningar av stora tryckvatten- och kokarreaktorer gjordes.

Den helt dominerande delen av världens kärnkraftutbyggnad baseras idag på lättvattenreaktorer. Dessa reaktorer har genomgått en omfattande teknisk utveckling under de senaste åren. För närvarande går utvecklingen emellertid mot mera standardiserade konstruktioner.

Den första reaktor i Sverige, forskningsreaktor R1, togs i drift år 1954. R1 var förlagd under Tekniska Högskolan i Stockholm och konstruerad för drift med naturligt uran som bränsle och tungt vatten som moderator. Den första reaktor för värme- och kraftproduktion i Sverige var Ågestareaktor. Ågestareaktor var av tryckvattentyp och hade tungt vatten som kylmedel och moderator. Reaktor togs i drift 1963. Den första lättvattenreaktor för elkraftproduktion i Sverige var Oskarshamn 1. Oskarshamn 1 beställdes av Oskarshamnsverkets kraftgrupp AB (OKG) i juli 1965. Reaktor togs i drift 1974. Omfattningen av det svenska kärnkraftprogrammet framgår av tabell 1.1, kapitel 1.

Antalet kärnkraftverk i drift i världen framgår av figur 3.1. Sammanlagt är

det cirka 40 länder som har tagit kärnkraftverk i bruk för produktion av elkraft eller som har för avsikt att göra det. Utbyggnadstakten för kärnkraft har under senare år mattats något bl.a. beroende på att öknings-takten i efterfrågan på elektrisk kraft mattats av. Även prognoserna för den framtida utbyggnaden av kärnkraften har modifierats av denna anledning.

3.2 Hur fungerar kärnreaktorer

Grundprinciper

Kärnkraftverk är – liksom kol- och oljeeldade kraftverk – värmekraft-anläggningar där värme omvandlas till elektricitet. De består av ett ånggenererande system och en turbinanläggning med tillhörande elektroteknisk utrustning. Arbetsmediet är vatten som cirkulerar i form av ånga från det ånggenererande systemet till turbinanläggningen där en del av dess energi omvandlas till rörelseenergi och därefter vidare till elenergi. Ångan avkyls sedan och kondenseras till vatten som återmatas till det ånggenererande systemet. För kondenseringen krävs att energi bortförs vilket innebär att kylvattnet uppvärms.

Tryck och temperatur

Tryck betecknar kraft per ytenhet. Inom tekniken används ofta enheterna bar och psi. Psi är en förkortning av pounds per square inch. Normalt lufttryck är ungefär 1 bar eller 14,5 psi. Trycket i ett bildäck är två till tre gånger så högt som lufttrycket. Enligt det internationella måttenhets-systemet skall enheten Pascal, Pa, användas fr.o.m. 1978. Fortfarande används dock bar och psi i stor utsträckning. 1 miljon Pascal (1 MPa) = 10 bar. Sambandet mellan bar, Pascal och psi är exemplifierat i tabell 1.

Temperaturen mäts vanligen i grader Fahrenheit eller grader Celsius. Sambandet mellan båda dessa temperaturskalor är

$$C = \frac{5}{9} (F-32)$$

där C är celsiuskalans avläsning och F är fahrenheitskalans. Sambandet mellan dessa båda skalor är exemplifierat i tabell 2.

I ett kärnkraftverk alstras den primära energin genom kärnreaktioner – klyvningar – i uranbränsle i reaktorn, se faktaruta 1.1, kapitel 1. I ett fossileldat kraftverk frigörs kemisk energi genom förbränningsprocesser i organiskt bränsle i en ångpanna. Reaktorns härd motsvarar ångpannans eldstad. I båda fallen uppträder den primära energin som värme. Detta överförs till arbetsmediet som uppvärms och bringas till kokning vid hög temperatur och högt tryck.

En viktig skillnad mellan ett kärnkraftverk och ett fossileldat kraftverk är att energiutvecklingen i kärnreaktorn inte helt kan stängas av genom yttre åtgärder. Detta fenomen kallas resteffekt. Resteffekten alstras av den energi som de radioaktiva klyvningsprodukterna avger i form av strålning.

I avstängningsögonblicket uppgår resteffekten till ca 5–7 procent av effektutvecklingen vid fulleffektdrift. Den avtar dock snabbt och är efter ett dygn endast ca 5 promille av effekten vid fulleffektdrift.

Det finns två typer av lättvattenreaktorer: kokarreaktorer och tryckvattenreaktorer. I kokarreaktorn genereras ånga direkt i härden genom att kylvattnet uppvärms till kokning. I tryckvattenreaktorn alstras ångan i värmeväxlare där reaktorkylvattnet värmer upp vattnet i en yttre krets, sekundärkretsen, till kokning. I båda fallen har ångan ungefär 285°C temperatur och 7 MPa (70 bar) tryck, vilket innebär att likadana turbiner kan användas.

3:1

Tabell 1

<i>bar</i>	<i>psi</i>	<i>MPa</i>
1	14,5	0,1
5	72,5	0,5
10	145	1
25	363	2,5
50	725	5
70	1015	7
100	1450	10
120	1740	12
140	2030	14
160	2320	16
180	2610	18
200	2900	20

Tabell 2

<i>°C</i>	<i>°F</i>
0	32
100	212
200	392
300	572
400	752
500	932
1000	1832
1500	2732
2000	3632
2500	4532

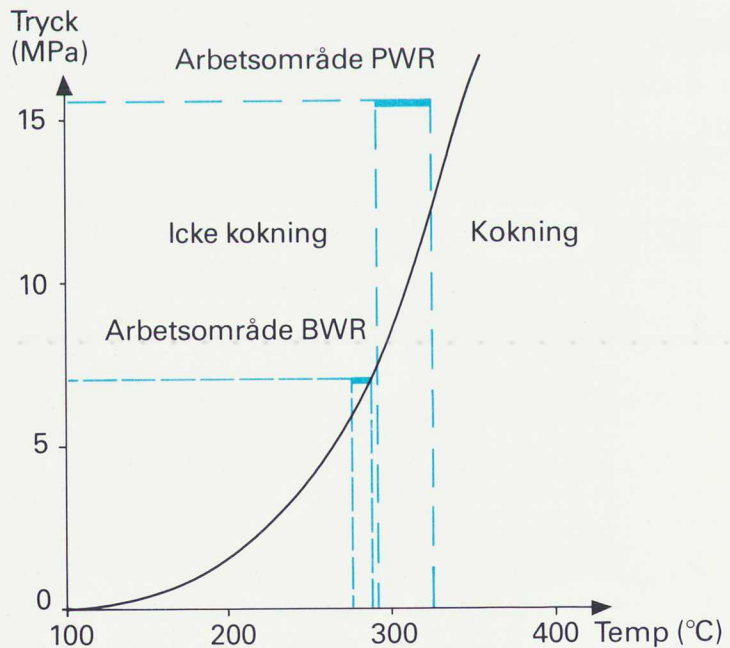
Vattnets ångtryckskurva

3:2

När det gäller beskrivningar av värmetekniska förlopp, t.ex. i kärnkraftverk, är uppträdandet hos vatten och vattenånga vid olika tryck och temperaturer av central betydelse. Termen *mättnadstemperatur* används ofta och anger den temperatur vid vilken vatten går över till ånga vid givet tryck. Detta tryck kallas *mättnadstrycket* för en given temperatur. För vatten är exempelvis mättnadstemperaturen vid atmosfärstryck 100°C och omvänt är mättnadstrycket vid 100°C ca 1 bar. Vid 70 bar är mättnadstemperaturen 286°C. Genom att rita in sådana punkter i ett diagram med tryck- och vattentemperaturaxlar fås ångtryckskurvan för vatten (se nedanstående figur).

När vattnet har tryck och temperatur enligt kurvan i figuren kallas vattnet mättat. Om vattnet vid ett givet tryck har lägre temperatur än mättnadskurvan kallas det underkyllt. Om vid ett givet tryck vattnets temperatur höjs över mättnadstemperaturen för detta tryck börjar vattnet koka. Omvänt så kommer också vattnet att koka om trycket vid en given temperatur underskrider mättnadstrycket.

Typiska drifttryck och drifttemperaturer för PWR och BWR har inlagts i figuren. För PWR är inlagt drifttrycket 155 bar och in- och utloppstemperaturerna 290 och 325°C. För BWR är motsvarande värden 70 bar samt 275 resp 285°C.



Kokarreaktorns uppbyggnad framgår av figur 1.1, kapitel 1. Det ånggenererande systemet består väsentligen av reaktortanken (reaktor kärlet) och utrustning innanför tanken. I tanken finns härden med uranbränsle. Ånga bildas i härden, avskiljs i tankens övre del och leds direkt till turbinen. För att förbättra cirkulationen och värmeöverföringen i härden pumpas reaktorvattnet runt i ett antal huvudcirkulationskretsar. Ång- och värmeutvecklingen i härden kan ändras med styrstavar, som reglerar klyvningshastigheten, och genom reglering av varvtalet hos huvudcirkulationspumparna.

Hur en tryckvattenreaktor är uppbyggd visas schematiskt i figur 1.2, kapitel 1. Reaktortanken är fylld med vatten under så högt tryck att det inte kokar. Ångproduktionen sker i ett antal separata värmeväxlare, benämnda ånggeneratorer. Man har således två helt skilda kretsar – huvudcirkulationskretsen som omfattar reaktor och ånggeneratorernas primärsida samt sekundärkretsen som omfattar turbinen och ånggeneratorernas sekundärsida. Värmeutvecklingen i härden regleras med styrstavar eller genom ändring av halten bor i reaktorvattnet. Bor – ett neutronabsorberande ämne – påverkar klyvningshastigheten.

Tvåkretssystemet i tryckvattenreaktor medför att reaktorns drifttryck blir högre än i kokarreaktor. I praktiken är reaktortrycket ungefär 15 MPa i tryckvattenreaktorer och 7 MPa i kokarreaktor. De båda reaktortypernas arbetsområden vad gäller tryck och temperatur visas i faktaruta 3.2.

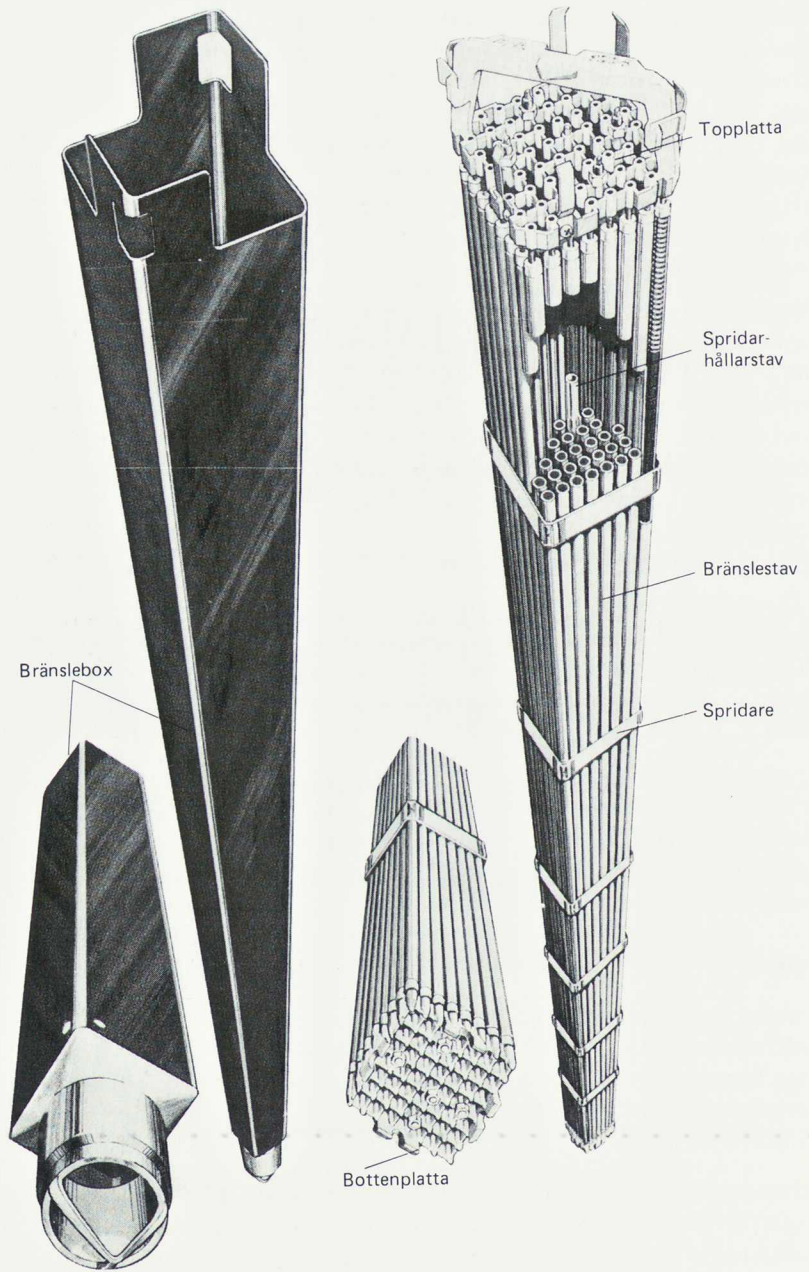
I tryckvattenreaktor är turbinen isolerad från primärsystemet och från de radioaktiva ämnen som bildas där av reaktorhårdens strålning. I kokarreaktor är turbinen en del av primärsystemet. Det innebär att radioaktiva ämnen i primärsystemet (framförallt kväve-16) under drift transporteras genom turbinsystemet.

Bränsle

Bränslet består av små cylindrar (kutsar) av urandioxid som är ett keramiskt material med hög smältpunkt. Kutsarna är staplade på varandra i långa kapslingsrör av en zirkonium-legering, som har hög hållfasthet och korrosionsbeständighet. Bränslestavarna är sammansatta i knippen till bränsleelement (faktaruta 3.3, se även figur 1.3 och 1.4 i kapitel 1).

Vid normal drift råder balans mellan det värme som produceras av klyvningarna i bränslet och det värme som bortförs av kylmediet. Klyvningsprodukterna kvarhålls i bränslet och hindras av kapslingen att komma ut i kylmediet. Bränslet och kapslingen utgör således en första barriär mot spridning av radioaktiva ämnen.

Vid bristande balans mellan värmeproduktion och kylning kan bränslet överhettas och kapslingen gå sönder. I extrema fall kan bränslet smälta. Kapslingsskador kan även uppstå genom korrosion i kombination med mekaniska påkänningar.



Figur 3.2
Bränsleelement för en kokarreaktor.

I lättvattenreaktorer är det huvudsakligen uranisotopen U-235 som klyvs och ger upphov till energi. Sannolikheten för att en neutron skall initiera en kärnklyvning ökar med ökande halt av uran-235. Uranet anrikas därför med avseende på isotopen U-235 innan bränsle tillverkas. För de svenska reaktorerna anrikas U-235 från en halt av 0,7% i naturligt uran till mellan 2 och 3%.

Vid bränsletillverkningen föreligger uranet i form av urandioxid vilket är ett svart pulver. Den pulverformiga urandioxiden pressas till kutsar, små cylindrar med en längd av 9–15 mm. Diametern varierar beroende på vilken typ av reaktor det är fråga om. För BWR är diametern ca 10 mm medan den för PWR är någon eller några mm mindre. Skillnaden i diameter motiveras av att bränslet i PWR har högre effekt per volymenhet bränsle. Bränslet måste därför fördelas på ett större antal bränslestavar. Härigenom minskas belastningen per längdenhet (W/cm) för den enskilda bränslestaven och därmed också temperaturen i centrum av bränslekutsen. Vid högsta tillåtna effekt skall centrumtemperaturen på den högst belastade bränslekutsen med god marginal underskrida smältpunkten för urandioxid.

Sedan kutsarna slipats till exakt diameter stoppas de in i ca 4 m långa rör av en zirkoniumlegering, zirkaloy. Rören med kutsarna kallas bränslestavar. Zirkaloy har använts som kapslingsmaterial för bränsle i lättvattenreaktorer sedan 1950-talet. I PWR används företrädesvis zirkaloy-4 och i BWR zirkaloy-2.

Legeringarna är zirkoniumbaserade, ca 98%, med tillsatser av tenn, järn och krom. I zirkaloy-2 ingår dessutom något nickel. En bränslestav för BWR innehåller ca 3 kg urandioxid mot ca 2 kg för PWR.

Bränslestavarna sammanhålls med hjälp av konstruktionselement i knippen med kvadratisk tvärsnittsform, bränslestavknippen. I BWR omges dessutom bränslestavknippena av kvadratiska höljerör, bränsleboxar, för att förhindra tvärströmning av reaktorvatten i härden. En bränslebox och ett stavknippe för en kokarreaktor visar i fig. 3.2. Bränslestavknippena omgivna av bränsleboxarna kallas bränsleelement. Bränsleelementen för PWR innehåller ca 250 bränslestavar mot ca 60 för BWR. I PWR är antalet bränslepatroner ca 160 medan det i BWR varierar från 400 till 600. Reaktortankar med bränslehärd för BWR respektive PWR visas i fig. 3.3.

Kokvattenreaktor (BWR)

Fuktavskiljare

Tar omhand de sista fuktresterna hos ångan.

Ångseparator

I ångseparatorerna befrias ångan från vatten.

Utlopp för ånga

Det finns fyra eller fler utlopp. Över 1000 kg ånga per sekund lämnar reaktorn. Ångans temperatur är ca 280°C.

Inlopp för matarvatten

Varje sekund strömmar det in lika mycket vatten i reaktorn som det strömmar ut ånga till turbinen.

Reaktortank

Tanken är ca 20 m hög och 6 m bred. Tankväggen är ca 13 cm tjock.

Bränsleelement

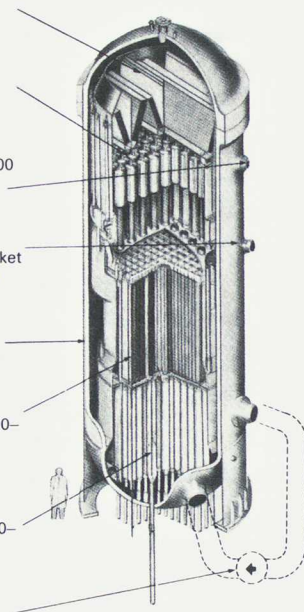
I en kokvattenreaktor kan det finnas 400–600 bränslelement.

Styrstav

I en kokvattenreaktor kan det finnas 100–150 styrstavar.

Huvudcirkulationspump

Vatten tas från den sk fallspalten och pumpas in i reaktorns botten igen. Reaktorns effekt regleras med hjälp av dessa pumpar).



Tryckvattenreaktor (PWR)

Reaktortank

Tanken är ca 11 m hög och 5 m bred. Tankväggen är ca 20 cm tjock.

Utlopp för kylvatten

Det kan finnas 4 utlopp för kylvatten. Temperaturen hos det kylvatten som lämnar tanken är ca 320°C.

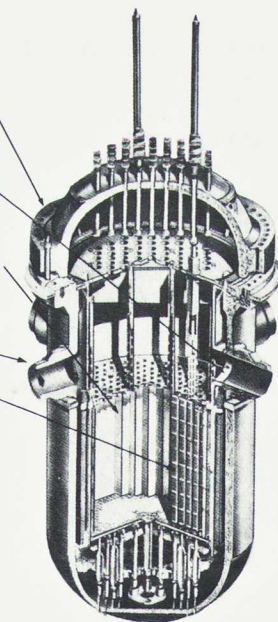
Styrstav

I en tryckvattenreaktor finns det ca 50 styrstavar. (Reaktorn regleras genom ändringar i vattenkemin).

Inlopp för kylvatten

Bränslelement

I en tryckvattenreaktor finns det ca 160 bränslelement.



Figur 3.3
Reaktortank för kokreaktor och tryckvattenreaktor.

4 Säkerhetsprinciper och säkerhetssystem

Riskerna med kärnkraft är framför allt förknippade med de skador som kan vållas av joniserande strålning från utsläpp av radioaktiva ämnen. Att i alla lägen, inklusive haverisituationer, hålla dem så låga som möjligt är en utgångspunkt för reaktorsäkerhetsarbetet.

I detta kapitel behandlas först översiktligt de hälsorisker som är förknippade med joniserande strålning. Därefter redovisas innehållet av radioaktiva ämnen i härden i en stor lättvattenreaktor. Vidare redovisas översiktligt de utsläpp som sker vid normal drift. Därefter behandlas de grundläggande principerna för säkerhetsarbetet, varefter följer en fyllig teknisk beskrivning av de tekniska säkerhetssystemens uppbyggnad och funktion. Avslutningsvis beskrivs operatörsutbildningen.

4.1 Hälsorisker från joniserande strålning

Radioaktiva ämnen ger upphov till joniserande strålning (se faktaruta 1:2, kapitel 1) som kan skada levande vävnader.

Man skiljer mellan *extern* (yttre) och *intern* (inre) bestrålning. Vid extern bestrålning befinner sig strålkällan utanför kroppen och vid intern bestrålning finns den i form av radioaktiva ämnen inom kroppen. Gammastrålningens stora genomträngningsförmåga gör att den har större betydelse som extern strålkälla än vad alfa- och betastrålning har. De två sistnämnda har betydelse vid intern bestrålning eftersom den stråleenergi de avger stannar koncentrerat i den vävnad där det radioaktiva ämnet befinner sig.

Cancerrisker

Man vet att joniserande strålning kan ge upphov till cancer. De cancertyper det framför allt är fråga om är leukemi, sköldkörtelcancer, lungcancer, skelettcancer och bröstkörtelcancer.

Den tid som förflyter från det man utsätts för cancerframkallande påverkan till den tidpunkt då cancersjukdomen uppträder kallas latenstid. Denna är hos människan flera år, ibland flera decennier.

Stråldosen är ett mått på hur mycket strålning t.ex. en vävnad utsätts för (faktaruta 4:1).

Det finns ett visst samband mellan stråldos och risken att få cancer. Om 10.000 människor utsätts för en liten stråldos finns risken att ett fåtal individer får cancer någon gång. Om dosen fördubblas kan man vänta sig dubbelt så många cancerfall.

Stråldoser

4:1

Stråldosen är den strålenergi som tagits upp per kilogram av den bestrålade vävnaden. Stråldoser anges vanligen i *rad*. En rad betyder att vävnaden tagit upp en strålenergi av en hundradels joule per kilogram. En ny enhet för stråldos enligt SI-systemet är 1 gray = 1 joule per kilogram.

Olika typer av joniserande strålning, tex gammastrålning och neutroner (se faktaruta 1:2) ger olika stor biologisk effekt även om den upptagna energin är lika. För biologiskt likvärdiga stråldoser har man därför infört begreppet *dosekvivalent* som anges i rem. En dosekvivalent om en rem ger i huvudsak samma biologiska skadeverkan oberoende av vad slags joniserande strålning det är fråga om. Man talar ofta om dos när man egentligen menar dosekvivalent. Vilket begrepp som avses får då i stället framgå av sorten rad eller rem.

Om hela kroppen vid ett tillfälle utsätts för stråldoser på mer än några hundra rem leder det till svåra sjukdomssymtom. Den bestrålade kan dö efter kort tid (se faktaruta 4:5). Så stora helkroppsdoser kan uppträda bara vid olyckor och kärnvapenkrig.

Den naturligt förekommande joniserande strålningen (se faktaruta 1:2) ger varje människa i genomsnitt en dos på 100 millirem (0,1 rem) per år, med variationer mellan olika individer på flera tiotal millirem per år eller mer.

Den internationella strålskyddskommittén (ICRP) och FN:s vetenskapliga strålningskommitté (UNSCEAR) har sammanställt siffror från olika undersökningar av verkningar av större stråldoser. *Mortalitetsrisken*, d. v. s. risken att dö i cancer orsakad av dessa stråldoser, uppskattas till 1–2 på 10.000 per rem. *Morbiditetsrisken*, d. v. s. risken att insjukna i cancer till följd av strålningen, uppskattas vara ungefär dubbelt så stor, men varierar mycket mellan olika cancertyper. Svårigheten att bedöma risken att få cancer då man utsätts för låga stråldoser behandlas i faktaruta 4:2. Cancerrisken för människor har kunnat bestämmas genom direkta iakttagelser bara vid förhållandevis höga stråldoser. Ett exempel är erfarenheter från de överlevande efter bombningarna i Hiroshima och Nagasaki (faktaruta 4:3).

Vid riskbedömningar räknar vi i detta betänkande med ett s. k. *linjärt samband* mellan stråldos och cancerrisk även vid låga stråldoser (se vidare faktaruta 4:4).

De *risksiffror* man anger är ett medelvärde för samtliga cancertyper hos en större grupp människor med normal ålders- och könsfördelning. Man måste dock vara medveten om att risksiffrorna varierar med olika cancertyper. För en del cancertyper förekommer också en viss variation beroende på individens ålder och kön. För t.ex. leukemi är risken för vuxna 2 på 100.000 per rem, för barn 5 på 100.000 per rem och för foster 25 på 100.000 per rem. Det genomsnittliga riskvärdet i en befolkning med normal åldersfördelning blir 2,5 på 100.000 per rem.

Vid riskberäkningar använder man ofta begreppet *kollektivdos*. Kollektivdosen är lika med den genomsnittliga stråldosen gånger antalet människor. Om t.ex. den genomsnittliga stråldosen är 1 rem och antalet undersökta människor 5.000 är kollektivdosen 5.000 manrem. Kollektivdosbegreppet är framför allt användbart vid linjärt samband mellan dos och risk.

Svårigheter att fastställa cancerrisk vid små doser

4:2

Svårigheterna att fastställa sambandet mellan stråldos och hälsorisk beror på statistiska lagar och kan inte kringgås. Det gäller också för olika ärftliga skador från strålning och för påverkan av kemiska ämnen – i det senare fallet tillkommer dessutom andra grundläggande svårigheter.

I Sverige insjuknar drygt 30 000 personer i cancer varje år. Det är omkring 36 fall per 10 000 innevånare. I en befolkningsgrupp på 5 000 personer kan man alltså normalt förvänta sig omkring 18 cancerfall per år. Om dessa 5 000 personer utsätts för 1 rem joniserande strålning per år, tex i arbetet, beräknar man att man kan vänta sig något eller några extra fall av cancer. Det tillskottet går inte att upptäcka till följd av de slumpmässiga variationerna kring det förväntade värdet 18 fall per år. Variationer uppåt eller nedåt på, i detta exempel, ca 3–6 fall om året är nämligen vad man måste vänta sig.

Om den genomsnittliga stråldosen till var och en i Sveriges befolkning ökade med 1 millirem per år kan man vänta sig att några fler personer – troligen ett par tre stycken per år – så småningom insjuknar i cancer. Mot bakgrund av den slumpmässiga variationen på 150–200 fall per år bland åtta miljoner personer skulle en sådan ökning inte kunna iakttas.

I samtliga fall har vi räknat med doser utöver den normala bakgrundsstrålningen.

Ärftliga skador

Om den joniserande strålningen förorsakar skador på arvsmassan i köns-cellernas kromosomer förs skadan vid befruktningen vidare till nästa individ. Skadan är ärftlig. Man har genom överslagsmässiga beräkningar kommit fram till att risken för en genetisk skada är 1 på 10.000 per rem. Dessa värden grundar sig på djurförsök och på undersökningar av barn till personer som utsatts för strålning från atombomberna i Japan.

När det gäller ärftliga skador bör man lägga märke till att de kvinnliga köns-cellerna lagrar de skador som de utsätts för under kvinnans hela liv. Kvinnor föds med en komplett uppsättning anlag till äggceller. Dessa ligger i vilstadium tills ägglossning och eventuell befruktning sker. Detta är inte fallet med manliga köns-celler, där det sker en omsättning av celler.

Cancerfrekvensen bland överlevande efter atombomberna över Hiroshima och Nagasaki

4:3

Bland de överlevande efter atombombningarna i Hiroshima och Nagasaki märktes först en ökning av leukemi (blodcancer). I en undersökt grupp om 20000 personer som beräknades ha fått en stråldos på mer än 10 rem från atombomberna förekom fram till 1972 84 leukemifall. Antalet fall utan bestrålning skulle normalt ha varit ca 14. Allt tyder på att leukemiriskerna var högst år 1955, 10 år efter bestrålningen. Därefter avtog risken gradvis. Detta stämmer med vad som är känt från andra fall av bestrålade människor, bland annat en engelsk grupp av patienter som röntgenbestrålats mot ledsmärtor och ryggåkommor.

Ökningen av antalet leukemifall börjar märkas ett par tre år efter bestrålningen. Den ökade risken kvarstår i ett antal år. Sedan avtar den för att bli ungefär normal igen efter 20–25 år. För andra cancerformer med längre latenstid har man inte kunnat avgöra om risken minskar med tiden.

För den undersökta gruppen 20000 japaner som hade fått mer än 10 rem från atombomberna finns siffror även för andra cancerformer från tiden 1950–1972. Antalet dödsfall i alla andra former av cancer än leukemi var under denna period 1075 jämfört med väntade 918. Mellanskillnaden, 157 fall, kan ha orsakats av strålningen. Det finns inga säkra tecken på att den årliga cancer-risken ännu skulle ha börjat avta inom denna grupp. Medelåldern i gruppen börjar emellertid bli hög. Det verkar därför osannolikt att det totala överskottet kan bli mer än 250 cancerfall även om den årliga risken för de bestrålade aldrig sjunker.

Det s.k. linjära sambandet vid låga doser

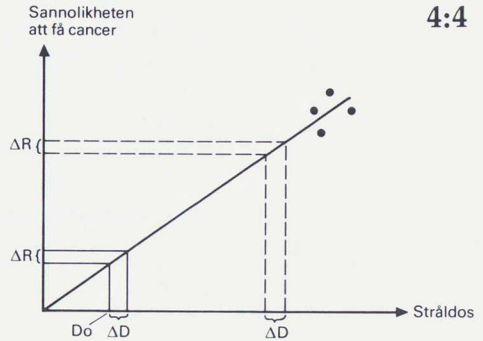
Som vid tidigare sagt bedöms risken att dö i cancer som 1–2 på 10.000 för en dos på en rem. När det gäller relativt höga stråldoser har man verkligen kunnat iaktta en ökad förekomst av cancer av den storleksordningen. Därifrån är steget långt till att uppskatta hur många cancerfall man kan vänta sig efter en dos på bara någon millirem per år utöver den naturliga bakgrundsstrålningen (cirka 100 millirem per år). Som framgår av faktaruta 4:2 kan man inte belägga så små ökningar av cancerrisken ur statistiken.

Vid höga stråldoser ökar risken att få cancer rätlinjigt med stråldosens styrka. Hittills har man antagit att detta s.k. linjära samband råder även vid låga stråldoser. Man drar ut (extrapolerar) kurvan rätlinjigt ner mot mycket låga värden på stråldosen. I figur A visas det linjära sambandet ner till lägsta bakgrundsdos. (Stråldosen är aldrig lika med noll eftersom det överallt finns en viss naturlig bakgrundsstrålning).

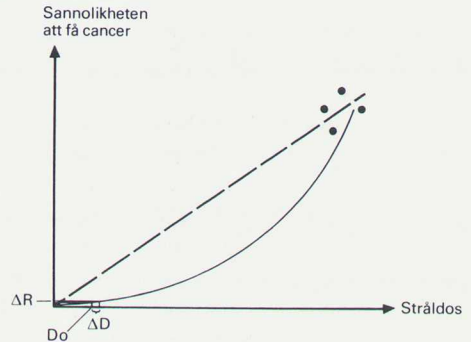
Numera anser en stor del forskare att kurvan för sambandet mellan dos-risk (dos-responskurvan) är konkv vid låga stråldoser. Risken att få cancer skulle alltså vara något lägre än vad den rätlinjigt extrapolerade kurvan visar, men framför allt innebär ett litet dostillskott ett lägre risktillskott. (Figur B)

Några forskare anser att risken är stegrad vid låga doser. I stället för en rät linje skulle dos-responskurvan vara konvex. Då ger ett litet dostillskott ett större risktillskott. (Figur C)

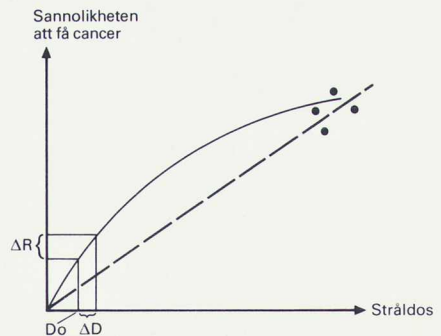
Det föreligger alltså fortfarande vissa osäkerheter i bedömningen av effekter vid låga doser.



Figur A. Det linjära sambandet mellan stråldos och sannolikheten (risken) att få cancer. Risken ökar rätlinjigt från mycket låga stråldoser till de observerade värdena vid höga stråldoser. Ökningen av sannolikheten vid ett givet dostillskott är alltid densamma. D_0 = Bakgrundsstrålningens nivå ΔD = Dostillskott ΔR = Risktillskott



Figur B. Sannolikheten att få cancer vid låga stråldoser är lägre än vid linjärt samband. Kurvan är konkv. Ökningen av sannolikheten vid ett litet dostillskott är liten.



Figur C. Sannolikheten att få cancer vid låga stråldoser är högre än vid linjärt samband. Kurvan är konvex. Ökningen av sannolikheten vid ett litet dostillskott är stor.

Fosterskador

Risken för individuella fosterskador av joniserande strålning anses vara mycket liten då stråldoserna är mindre än en rem. Är dosen över 10 rem är risken däremot betydande. Tidpunkten för bestrålningen är av avgörande betydelse. Vissa data tyder på att fostret är som känsligast under havandeskapets första månader. Då skulle stråldoser mellan 1 och 10 rem kunna innebära påtagliga skaderisker.

Akuta strålskador

Vid stråldoser på omkring 200 rad eller mer till hela kroppen finns risk för att den bestrålade dör till följd av skador på benmärgens blodbildande funktion. Vid en dos på ca 200 rad når antalet livsviktiga blodkroppar ett minimum efter 30 dygn. Vid lägre stråldoser är skadorna på de blodbildande organen inte livshotande. Den som fortfarande lever sex veckor efter att ha fått en hög helkroppsdos har goda utsikter att klara sig helt. Med god medicinsk vård har man 50 procent chans att överleva en stråldos på 300 rad till hela kroppen.

Om stråldosen överstiger 500 rad har man inte stora möjligheter att överleva. Vid doser mellan 500 och 2000 rad är det framför allt skador på matsmältningsorganen som leder till döden. Delar av tarmvävnaden förstörs och kroppen kan inte ta upp vätska och näring. Vid doser över 1000 rad leder skadorna till döden inom tre till fjorton dygn. Om stråldosen är mycket hög – större än 2000 rad – skadas det centrala nervsystemet. Stråldoser över 5000 rad leder med visshet till dessa skador. Döden inträffar i så fall inom ett dygn.

Figuren belyser risken för olika skador och död till följd av stråldoser som drabbar hela kroppen inom en kort tidsrymd.

Om strålningen bara träffar delar av kroppen blir skadorna annorlunda. Vid bestrålning av huden med doser från 300 till 1000 rad uppstår alltifrån rodnader och håravfall till svårläkta sår, beroende på stråldosens storlek. Vid 2000 rad läker hälften av skadorna inom ett par månader.

Om man delar upp en stråldos på flera bestrålningstillfällen blir skadorna mindre än om personen i fråga utsätts för samma dos på en enda gång. Fördelas dosen över tio dygn krävs exempelvis dubbelt så stor sammanlagd stråldos som vid ett bestrålningstillfälle för att åstadkomma samma skada. Fördelas bestrålningen över flera månader, behövs ca tre gånger så stor sammanlagd dos. Det beror på att kroppen hinner nybilda en del celler och ersätta de skadade mellan varje bestrålningstillfälle. Trots det kan skador kvarstå som inte syns utåt. Det betyder att ett antal förhållan-

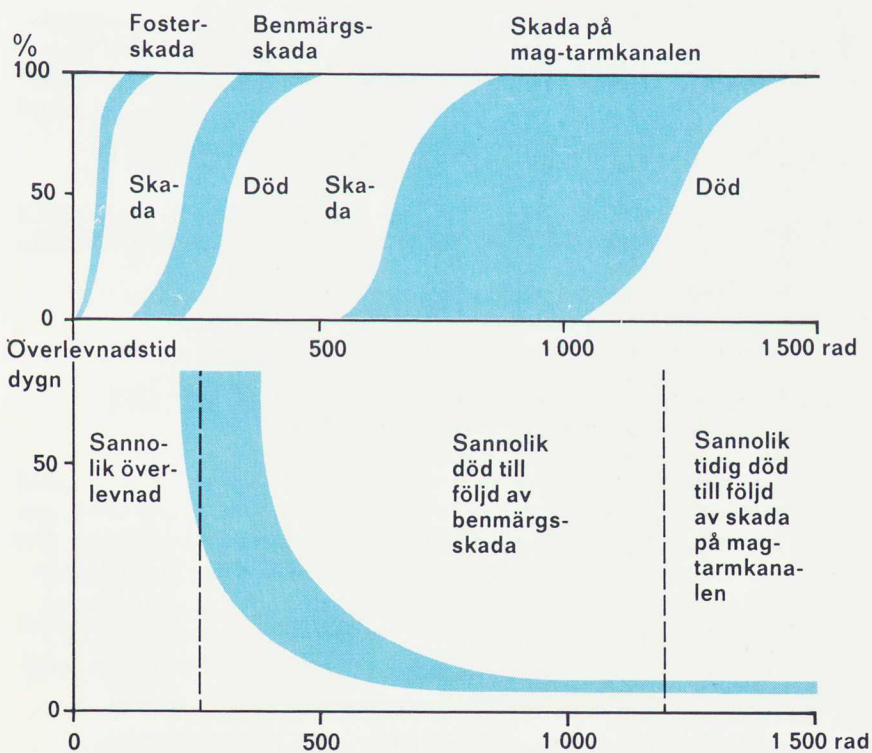
Akuta strålskador

Akuta strålskador uppträder vid doser på omkring 200 rad eller mer till hela kroppen. De beskrivs närmare i faktaruta 4:5.

4:5

devis höga stråldoser som var för sig inte åstadkommer någon synlig skada, tillsammans kan förstöra ett tillräckligt antal celler för att ge en strålskada av samma slag som vid en kraftig engångsbestrålning.

Risk för skada eller död



Övre diagrammet: Risken för skada och död efter akut helkroppsbestrålning med olika stråldoser.

Undre diagrammet: Överlevnadstid efter akut helkroppsbestrålning.

4.2 Reaktorhårdens innehåll av radioaktiva ämnen

Reaktorhärden är den del av reaktorn som innehåller den största mängden radioaktiva ämnen. Övriga delar av kärnkraftverket, t.ex. lagringsbassängerna för använt kärnbränsle innehåller betydligt mindre mängder radioaktiva ämnen.

Antalet kärnklyvningar och därmed mängden klyvningsprodukter i reaktorhärden beror på den energi som produceras i reaktorn. Hur mängden klyvningsprodukter ökar i reaktorhärden under drift beror på de olika ämnernas halveringstider. Allmänt kan man säga att om reaktorn körs med konstant effekt ökar de kortlivade klyvningsprodukterna snabbt till en nivå som sedan förblir oförändrad. Mängden långlivade ämnen uppnår aldrig en jämviktsnivå. De ökar så länge det produceras energi. Eftersom en del av bränslet byts ut årligen kommer reaktorhärden att bestå av flera olika delar vilka har producerat mycket olika energimängder och följaktligen innehåller olika mängder klyvningsprodukter.

Tabell 4.1 visar reaktorhårdens innehåll av radioaktiva klyvningsprodukter omedelbart efter ett snabbstopp från drift med full effekt för en reaktor med en termisk effekt av 3.200 MW. I tabellen har tagits med de klyvningsprodukter som skulle ge upphov till de största strålriskerna vid ett haveri. Härden, vilken antas uppdelad på tre regioner beroende på bränslebyten, har en utbränning av ungefär 8.800, 17.600 resp 26.400 megawattdygn per ton uranbränsle. Det betyder att reaktorn antas vara vid slutet av en bränslecykel varför innehållet av klyvningsprodukter är som högst.

4.3 Radioaktiva utsläpp vid normaldrift

Bränslestavarna i reaktorhärden skall i princip vara fullständigt täta. Under normal drift går det ändå inte att helt undvika mindre läckage. Det som främst läcker ut är gasformiga ämnen, såsom isotoper av ädelgaserna xenon och krypton, isotoper av jod i ångform samt tritium, en radioaktiv väteisotop. Därför innehåller det kylvatten som passerar genom reaktorhärden vissa radioaktiva föroreningar. En del av dem bildas också genom den intensiva bestrålning kylvattnet utsätts för i reaktorn.

De gasformiga föroreningarna i reaktorvattnet avskiljes i olika filter. Radioaktiviteten i de avskiljda ämnena får sedan avklinga i en s.k. fördröjningskammare. De fortfarande något radioaktiva gaserna släpps sedan ut genom anläggningens skorsten. Små mängder radioaktiva ämnen släpps också ut med det utgående havsvattnet i det yttre kylsystemet.

Tabell 4.1 Reaktorhårdens aktivitetsinnehåll efter snabbstopp från full effekt (3.200 MW termisk effekt, slutet av bränslecykel).

Isotop-grupper	Antaget kemiskt tillstånd	Isotoper	Aktivitetsinnehåll (millioner Ci)	Halverings-tid (dagar)
Ädelgaser	Grundtillstånd	Krypton-85	0,56	3.950
		Krypton-85m	24	0,183
		Krypton-87	47	0,0528
		Krypton-88	68	0,117
		Xenon-133	170	5,28
		Xenon-135	34	0,384
Halogener	jod metyljodid jodider jodater	Jod-131	85	8,05
		Jod-132	120	0,0958
		Jod-133	170	0,875
		Jod-134	190	0,0366
		Jod-135	150	0,280
Alkali-metaller	oxider hydroxider	Rubidium-86	0,026	18,7
		Cesium-134	7,5	750
		Cesium-136	3,0	13,0
		Cesium-137	4,7	11.000
Kalkogener m.m.	oxider	Tellur-127	5,9	0,391
		Tellur-127m	1,1	109
		Tellur-129	31	0,048
		Tellur-129m	5,3	34
		Tellur-131m	13	1,25
		Tellur-132	120	3,25
		Antimon-127	6,1	3,88
		Antimon-129	33	0,179
Jordalkali-metaller	oxider	Strontium-89	94	52,1
		Strontium-90	3,7	11.030
		Strontium-91	110	0,403
		Barium-140	160	12,8
Metaller	grundtillstånd	Kobolt-58	0,78	71,0
		Kobolt-60	0,29	1.920
	oxider hydroxider molybdater perteknater	Molybden-99	160	2,8
		Teknetium-99m	140	0,25
		Rutenium-103	110	39,5
		Rutenium-105	72	0,185
		Rutenium-106	25	366
		Rhodium-105	49	1,50

Källa: NOU 1978:35

Mängden utsläppta radioaktiva ämnen mäts fortlöpande. Gränserna för högsta tillåtna utsläpp anges av strålskyddsinstitutet. Utsläppsgränserna bestäms med hänsyn till hälsoriskerna dels för dem som bor nära reaktorn, dels för jordens befolkning i stort och på lång sikt.

Tabell 4.2 ger en sammanställning av utsläppsgränser och utsläpp under 1976 vid Ringhals 1 och Ringhals 2.

4.4 Säkerhetsfilosofi

De radioaktiva ämnena i reaktorhärden hindras normalt att komma ut i omgivningen av ett antal barriärer: bränslets egen kristallstruktur, kapslingen, det tryckbärande primärsystemet och den gastäta inneslutningen. Målet för reaktorsäkerheten är att bevara dessa barriärer även vid onormala händelser. Det sker genom tillämpning av en konstruktionsprincip som präglats av amerikanska säkerhetsmyndigheter och som kal-

Tabell 4.2 Utsläppsgränser och utsläpp under 1976 vid Ringhals 1 och 2

	<i>Ringhals 1 (BWR, 750 MWe)</i>		<i>Ringhals 2 (PWR, 820 MWe)</i>	
	<i>Utsläppsgränser</i>	<i>Högsta mätta utsläppshastighet 1976</i>	<i>Utsläppsgränser</i>	<i>Högsta mätta utsläppshastighet 1976</i>
Utsläpp till luft:				
Ädelgaser (mCi/sek)	100	5 ^{b)}	1	0,02 ^{c)}
Halogener (mCi/sek)	0,001	0,0000074 ^{b)}	0,0001	0,00000018 ^{c)}
Alfa- och beta-aktivitet i aerosoler	a)	Totalt för året: beta: 560 mCi alfa: 8,2 mCi	a)	Totalt för året: beta: 6,5 mCi alfa 0,0 mCi
Utsläpp till vatten:				
Alfa-aktivitet (Ci/år)	50	0,0	50	0,0
Beta-aktivitet (Ci/år)	100	7,8	100	4,5
Tritium (Ci/år)	10.000	22,5	10.000	275,5

a) Registrering och värdering av utsläpp, ingen utsläppsgräns.

b) Utsläppshastigheten varierar under året. Genomsnittsläppet för hela året ligger en faktor 10 lägre.

c) Utsläpp från fördröjningstankarna sker diskontinuerligt. Mellan dessa utsläpp är utsläppet via ventilationsluften negligerbart.

Källa: Strålskyddsinstitutet

las principen om djupförvar. Djupförvarsprincipen ger riktlinjer för reaktorkonstruktion på tre nivåer.

Den första nivån innebär konstruktion för maximal säkerhet vid normal drift och maximal tolerans för felfunktion hos komponenter och system. Det sker t.ex. genom att i största möjliga utsträckning bygga in naturligt stabila egenskaper i konstruktionen, att dimensionera med lämpliga säkerhetsmarginaler mot kritiska gränsvärden för materialegenskaper, att systematiskt försäkra sig om hög kvalitet hos material och komponenter. Vid fel i säkerhetsanknutna komponenter och system skall konstruktionen vara så utförd att felet inte leder till ett okontrollerbart tillstånd.

Den andra nivån utgår från att tillbud och störningar kan inträffa trots omsorgsfull konstruktion och driftövervakning. Därför skall säkerhetssystem finnas som förhindrar skador vid sådana tillbud. Systemen skall vara så utförda att ett fel i en komponent inte får innebära att systemets funktion äventyras. Detta så kallade enkelfelskriterium leder till krav på *redundans* (övertalighet), d. v. s. viktiga system måste minst dubbleras.

Som exempel på erforderliga säkerhetssystem kan nämnas:

- Snabbstoppsystem, som utlöses via redundanta och oberoende villkorskedjor och mätgivare.
- Nöd kylsystem, uppdelade i flera parallella delsystem som fungerar oberoende av varandra.
- Hjälpkraftsystem, bestående av två eller flera spänningsmatningsystem som är oberoende av yttre nät och uppdelade på redundanta delsystem.

Vid konstruktion av säkerhetssystem söker man uppnå *diversifiering*, d. v. s. man eftersträvar att en och samma säkerhetsfunktion kan utföras av två eller flera system baserade på olika konstruktionsprinciper. Därmed reduceras sannolikheten för systematiska fel. Som exempel på tillämpning av diversifieringsprincipen kan nämnas:

- Reaktoravställning kan ske dels med styrtavar dels genom insprutning av borvatten i reaktorn. Även styrtavarna kan införas med redundanta och diversifierade system, t.ex. dels med ett hydrauliskt system (snabbstopp), dels genom elmotordriven inskruvning.
- Elektroniska kretsar för säkerhetsrelaterad kontrollutrustning styrs till vissa delar av system baserade på vilostromskoppling (strömlöshet ger funktion) och till vissa delar av arbetsstromskoppling (ström ger funktion).
- Nöd kylsystemen i en tryckvattenreaktor består dels av gasdrivna ackumulatorsystem, dels av pumpdrivna högtrycks- och lågtrycks-system.

- Tryckavsäkringsventilerna styrs dels elektriskt, dels med tryckluft. Detta gäller även inneslutningens skalventiler, där de inre ventilerna i allmänhet är utförda som backventiler.

Den tredje nivån i djupförvarsstrategin baseras på utvärdering av händelseförlopp där funktionen hos vissa säkerhetssystem antas utebli. Analysen av sådana förlopp bildar underlag för dimensioneringen av vissa säkerhetssystem. Dessa antagna händelsesekvenser kallas därför konstruktionsstyrande haverier (se vidare kapitel 6, avsnitt 6.1).

Sammanfattningsvis innebär djupförvarsprincipen att säkerhetsarbetet inriktas på att

- förebygga haverier genom ändamålsenlig konstruktion och noggrann kvalitetskontroll av komponenter och system,
- motverka haverier genom redundanta och diversifierade säkerhetssystem,
- lindra verkningarna av haverier genom dimensionering för att minimera utsläpp även vid mycket osannolika händelser.

4.5 Säkerhetskrav

Mot bakgrund av djupförvarsprincipen har den amerikanska tillsynsmyndigheten (NRC) föreskrivit regler och villkor för konstruktion, uppförande och drift av reaktoranläggningar, som vunnit efterföljd i de flesta andra länder. Dessa säkerhetskrav har formen av dels normer och standarder, dels riktlinjer och anvisningar. Normerna publiceras i Code of Federal Register (CFR) och har status av lag. De har varit av stor betydelse för lättvattenreaktorernas konstruktion och utveckling.

En utförlig redovisning av amerikansk och svensk lagstiftning på reaktor-säkerhetsområdet återfinns i appendix 2.

Amerikanska säkerhetsbestämmelser

Säkerhetsbestämmelserna omfattar bl. a. konstruktionskriterier och driftföreskrifter.

Konstruktionskriterierna är dels allmänna och grundläggande, dels speciella som uttrycker de grundläggande kraven på ett mera detaljerat sätt. De allmänna kraven gör inte någon skillnad på kokarreaktorer och tryckvattenreaktorer. De återspeglar djupförvarsprincipens tre nivåer:

1. Reaktorn skall ha inbyggd stabilitet och ha tillräckliga marginaler mot överbelastning av bränslet vid normala och onormala driftsituationer. Komponenter och system skall ha hög och jämn kvalitet. Det krävs särskild kontroll av att kvaliteten hålls på en hög nivå under alla faser av reaktorinstalleringens tillkomst och drift.
2. Reaktorn skall ha både ett kontrollsystem och ett skyddssystem för reglering och avställning. Reaktorn skall ha särskilda säkerhetssystem för kylning av reaktorn och för kylning och rening av inneslutningen. Varje säkerhetssystem skall utformas så att den avsedda systemfunktionen kan utföras även om ett fel inträffar i en enstaka komponent som ingår i systemet.
3. Reaktorn och dess primärsystem skall omges av en inneslutning för att minimera utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen i händelse av ett haveri. Det största haveri för vilket reaktorns nödkylsystem och inneslutning konstrueras skall antas vara ett fullständigt brott i det grövsta rör som ingår i primärsystemet.

Driftföreskrifterna gäller bland annat tillåtna belastningar i bränsle och tryckbärande system, villkor för funktionsberedskap hos viss säkerhetsrelaterad utrustning, provning och inspektion av komponenter och system, procedurer som skall följas vid normal drift, driftstörningar och underhållsarbeten samt behörighetsprovning av reaktoroperatörer.

Svenska säkerhetsbestämmelser

Sverige har i stor utsträckning tillämpat de amerikanska konstruktionskriterierna med vissa tillägg och skärpningar. Av specifikt svenska säkerhetskrav kan nämnas den så kallade 30-minuters regeln. Denna regel som uppställdes redan under arbetet med Ägesta-reaktorn innebär att alla åtgärder som måste vidtas inom 30 minuter i samband med ett tillbud som kan ge risk för radioaktiva utsläpp måste kunna utföras automatiskt. Denna regel har tillkommit för att ge operatörerna tid att överblicka situationen och därefter kunna vidtaga nödvändiga åtgärder. 30-minuters regeln och dess tillämpning beskrivs utförligt i avsnitt 8.3.

Ett område där svenska bestämmelser går längre än de amerikanska gäller krav på brandskydd och separation av säkerhetsrelaterad utrustning. Det ovannämnda enkelfelskriteriet innebär i praktiken att säkerhetssystemen måste minst dubblas. Emellertid finns risk att dubblade system kan slås ut samtidigt på grund av systematiska fel. Denna risk kan minskas genom separation av systemen.

För de svenska kokarreaktorerna gäller från och med Forsmark 1 att en uppdelning av vissa säkerhetssystem gjorts i fyra delsystem förlagda i separata så kallade stråk och i allmänhet i skilda brandceller. Om två av delsystemen är tillräckliga för den avsedda säkerhetsfunktionen gäller att

enkelfelskriteriet är uppfyllt även om en av komponenterna i något av delsystemen är avställd på grund av underhålls- eller reparationsarbete.

Skydd av reaktoranläggningar mot sabotage och terroraktioner har under senare år ägnats stor uppmärksamhet i Sverige och utomlands. Anvisningar för hur sådant skydd skall utformas har fastställts av statens kärnkraftinspektion under 1979.

Ansvarsförhållanden

Verksamheten vid kärnenergianläggningar regleras genom lagar. I Sverige krävs tillstånd av regeringen för uppförande och drift av kärnenergianläggningar. Tillståndsinnehavaren har det primära ansvaret för anläggningens säkerhet. Statens kärnkraftinspektion är tillsynsmyndighet och svarar för utformning av erforderliga säkerhetsbestämmelser och att dessa följs. Strålskyddsföreskrifter fastställs av statens strålskyddsinstitut som även tillser att föreskrifterna efterlevs.

Tillståndsprövning

Innan en ansökan om tillstånd enligt atomenergilagen för uppförande och drift av ett kärnkraftverk inges måste sökanden erhålla tillstånd till lokalisering av kärnkraftverket enligt byggnads- och miljöskyddslagen. Prövning av tillstånd enligt atomenergilagen inleds med en ansökan till kärnkraftinspektionen, vari ingår en beskrivning av förläggningsplatsen och av anläggningen och dess påverkan på omgivningen. Med yttrande från remissinstanser överlämnar kärnkraftinspektionen ärendet till regeringen med eget yttrande som i fall av tillstyrkan innehåller förslag till villkor för tillståndet.

Regeringen lämnar koncession och fastlägger de villkor som kärnkraftinspektionen och remissinstanserna ställt upp. Kärnkraftinspektionen lämnar efter ytterligare granskning av anläggningens säkerhet medgivande om uppförande varefter byggandet kan påbörjas. Under uppförandeskedet kontrollerar kärnkraftinspektionen utförandet mot gällande säkerhetskrav. Om kraven uppfylls godkänner inspektionen anläggningens slutliga utförande.

Efter hand som anläggningen färdigställs provas komponenter och system dels med kalla system, dels upp till fullt tryck och temperatur. Innan bränsle får tillföras reaktorn krävs regeringens tillstånd enligt villkorslagen. Om sådant tillstånd erhållits har anläggningsinnehavaren att ansöka hos kärnkraftinspektionen om tillstånd för tillförsel av bränsle och nukleär provdrift.

Den nukleära provdriften genomförs etappvis och resultaten av varje etapp redovisas till kärnkraftinspektionen för granskning innan tillstånd för påföljande etapp kan erhållas. När fastställda prov genomförts till-

fredsställande lämnas myndighetens tillstånd för rutinmässig drift och fastställer de villkor och föreskrifter som skall gälla. Däri ingår regelbunden rapportering av driften till kärnkraftinspektionen och strålskyddsinstitutet inklusive rapportering av onormala händelser av säkerhetsmässig betydelse. Tillståndsprövningen behandlas utförligt i appendix 2.

Återkommande säkerhetsgranskning

Drifterfarenheter och forskningsresultat kan leda till förändrade säkerhetskrav och säkerhetshöjande åtgärder. Säkerhetsgranskningen av kärnkraftverken är en kontinuerlig process från tillsynsmyndigheternas och anläggningsägarnas sida.

Förändrade säkerhetskrav kan föranleda modifieringar av äldre aggregat. Som exempel kan nämnas att det äldsta svenska aggregatet, Oskarshamn 1, byggdes innan nu gällande säkerhetskriterier för separation och redundans mellan olika säkerhetssystem fastställdes. Reaktorblocket har därför försetts med ett nytt kompletterande elektriskt matningssystem som placerats i en särskild byggnad, helt skild från den gamla. Detta höjer säkerheten eftersom man fått två från varandra separerade system för avställning.

Vid nedblåsning efter rörbrott innanför reaktorinneslutningen uppstår höga dynamiska laster. Utförda försök har visat att dessa laster kan vara större än vad som förutsatts vid dimensioneringen av inneslutningarna i de svenska kokarreaktorerna. Förstärkningsarbeten på de interna delarna i inneslutningen har därför utförts i samtliga kokarreaktorer.

I Oskarshamn 2, Ringhals 1 och Barsebäck 1 ändrades 1974 härdstrilen i reaktorernas nödkylsystem, så att det totala antalet strildysor blev ungefär fyra gånger det ursprungliga. Modifieringen genomfördes därför att experiment hade visat på behovet av en bättre fördelning av kylvattnet över härden vid nödkylning.

En sammanställning av det svenska säkerhetsarbetet på olika områden finns i kapitel 9.

4.6 Säkerhetssystemens uppbyggnad och funktion

Säkerhetssystemen hos kärnreaktorerna är av två typer: passiva och aktiva. Passiva system är sådana som fungerar utan att de på något sätt behöver anropas eller på annat sätt aktiveras. De aktiva säkerhetssystemen måste erhålla signaler utifrån för att träda i funktion. Till de passiva säkerhetssystemen räknas t.ex. bränslekapsling och reaktorinneslutning-

en. Aktiva säkerhetssystem är t.ex. snabbstoppsfunktionen och nödkylningen.

Säkerhetssystemen brukar, beroende på sin funktion, indelas i haveriförebyggande, haveribekämpande och konsekvenslindrande system.

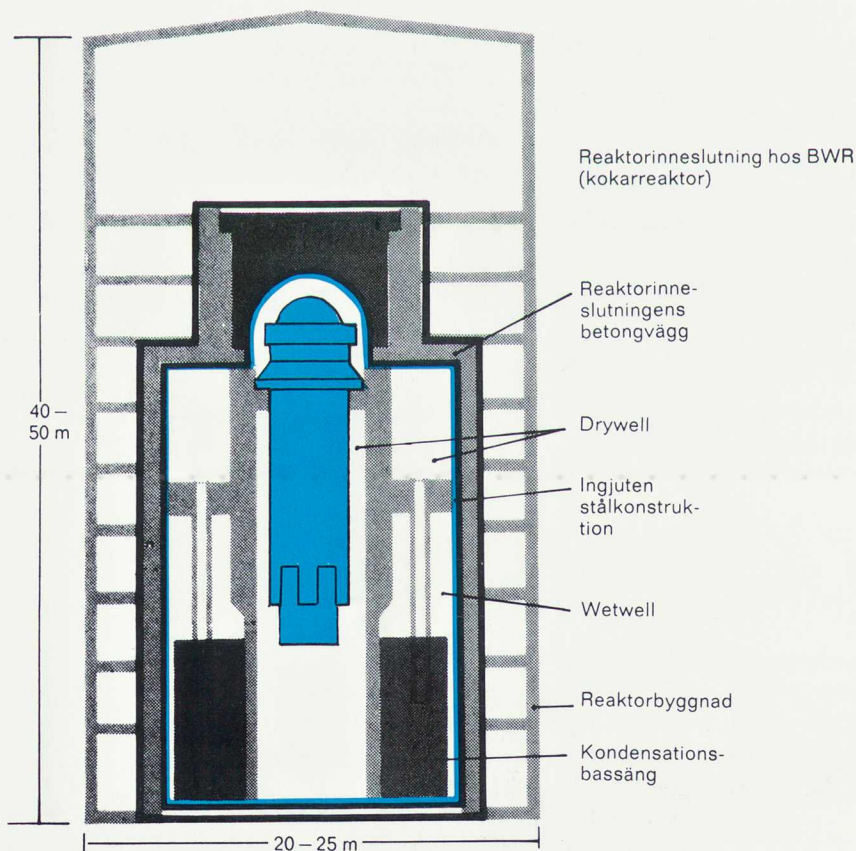
Kokarreaktorernas säkerhetssystem

Bränslet och dess kapsling är den första barriären mot radioaktiva

Reaktorinneslutningar

Reaktorinneslutningen har en viktig skadebegränsande funktion vid ett eventuellt reaktorhaveri. Den skall förhindra omfattande läckage av radioaktiva ämnen till omgivningen. Reaktorinneslutningen är en tryckbärande och gastät byggnad. Den är dimensionerad för tryck upp till omkring fem gånger det vanliga lufttrycket.

Inneslutningen i en kokarreaktor (BWR) omfattar bara reaktorn och huvudcirkulationskretsarna. Den ånga som frigörs vid ett rörbrott leds



utsläpp (se kapitel 3, avsnitt 3.2). Den andra barriären är reaktortanken (reaktorkärlet) och primärsystemet (se kapitel 3, figur 3.3).

För att förhindra att en läcka i primärsystemet skulle kunna leda till utsläpp i omgivningen finns en tredje barriär i form av en inneslutningsbyggnad.

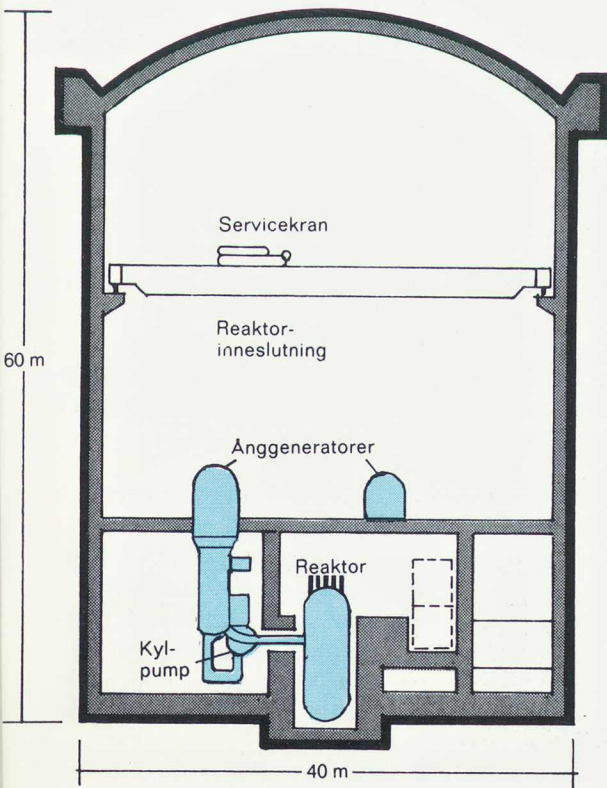
Inneslutningen för kokarreaktorer baseras på principen om tryckdämpning med hjälp av en kondensationsbassäng (se faktaruta 4.6).

4:6

genom nedblåsningsrör till en vattenbassäng. Där kondenseras ångan. Inneslutningen är fylld med kvävgas för att förhindra knallgasexplosion från eventuell vätgas som kan bildas vid ett haveri.

Reaktorinneslutningen i en tryckvattenreaktor (PWR) omfattar hela primärsystemet, d. v. s. reaktorn, cirkulationskretsar och ånggeneratorer. Denna inneslutning är fylld med luft.

Reaktorinneslutning hos PWR
(tryckvattenreaktor)



Inneslutningen dimensioneras för att kunna motstå den tryckstegring som uppstår vid fullständigt brott på den grövsta rörledningen i primär-systemet. Ledningar för ånga och matarvatten, som går igenom inneslutningen, är försedda med dubbla snabbstängande ventiler, så kallade skalventiler.

Även vissa driftegenskaper kan sägas utgöra en form av passivt säkerhetssystem. Lättvattenreaktorer har den egenskapen att själva sträva efter att minska effekten vid effektökning. Effektökning leder nämligen till höjning av bränsletemperaturen och minskning av kylmediets täthet. Därmed minskar mängden termiska (långsamma) neutroner, vilket medför att kärnklyvningen och därmed energiutvecklingen i bränslet minskar. Denna egenskap är av stor vikt för reaktorns stabila drift.

Bland de aktiva säkerhetssystemen kan nämnas styrtavarna. De används normalt för att styra effektutvecklingen i reaktorn men utgör även ett säkerhetssystem.

För att snabbt stänga av reaktorn och hålla den avstängd används styrtavar, som i kokreaktorer sätts in i härden underifrån (se figur 3.3, kapitel 3). Den verksamma delen består av korsformade stålplattor, innehållande neutronabsorberande material, som förs in mellan fyra angränsande bränslepatroner. I Forsmark 1 finns 161 styrtavar.

Styrtavarnas drivdon består i Asea-Atoms reaktorer av ett hydrauliskt system för snabb inskjutning och ett elektromekaniskt system för normal manövrering. Dessutom finns ytterligare ett oberoende system för reaktoravställning genom insprutning av borhaltigt vatten.

Reaktoravstängning initieras automatiskt via mätgivare och villkors-kretsar.

Viss värmeproduktion fortsätter i bränslet sedan klyvningsprocesserna stoppats genom att styrtavarna förts in i reaktorn. Denna så kallade resteffekt härrör från fissionsprodukternas sönderfall. Resteffekten uppgår någon minut efter det att styrtavarna förts in till cirka 5% av den ursprungliga reaktoreffekten. Den avtar med tiden men kräver fortlöpande kylning för att bränslet inte skall överhettas. Tabell 5.1 i kapitel 5 ger mer i detalj resteffektens beroende av tiden.

Normalt sker resteffektkyllningen genom att ånga leds från reaktorn till turbinens kondensator, där värme bortförs genom huvudkylvattensystemet. Kondensatet återförs till reaktorn genom matarvattensystemet. När reaktortrycket sjunkit så långt att kondensorns funktion inte längre kan upprätthållas, stängs ångledningarnas skalventiler, och resteffekten bortförs genom ett särskilt kylsystem anslutet till reaktorn. Reaktorn sägs då vara kallt avställd, d. v. s. tryck och temperatur i reaktorsystemet ligger inte långt från omgivningens.

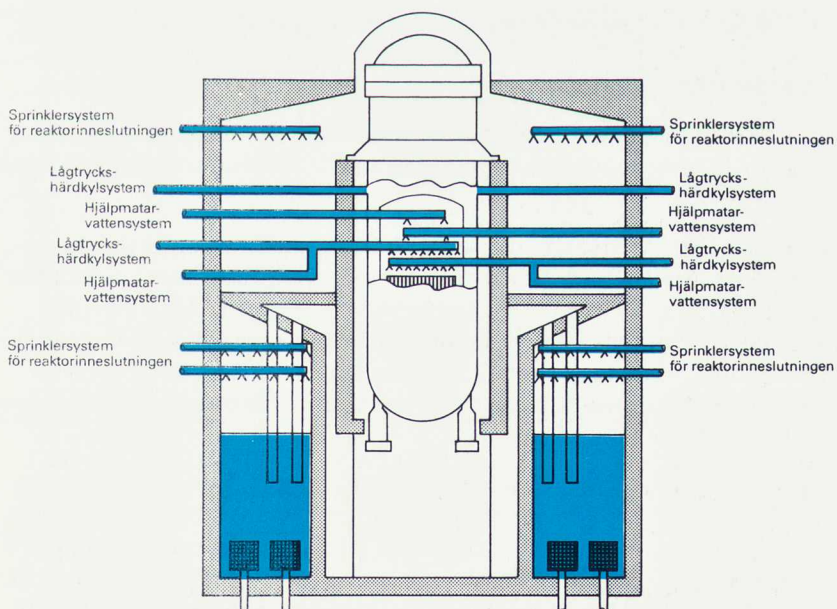
Om trycket i reaktorn blir för högt öppnas automatiskt avblåsningsventiler på ångledningarna och ångan leds via särskilda rör till inneslutningens kondensationsbassäng. Ökar trycket ytterligare öppnas säkerhetsventiler. Dessa har också till uppgift att vid vissa haverier snabbt sänka reaktortrycket.

Huvudventilerna kan öppnas med hjälp av styrventiler på elektrisk väg eller genom tryckaktivering. Avblåsningsventilerna återstänger automatiskt när reaktortrycket sjunkit under ett visst värde. Samtliga ventiler kan tvångsstängas genom manuell manöver från kontrollrummet.

Vid normal drift råder balans mellan mängden avledd ånga och tillfört matarvatten. Om balansen rubbas kan vattennivån i reaktortanken sjunka. I denna situation kopplas spädmatningen in. Spädmatningen har till uppgift att upprätthålla vattennivån så att reaktorhärden kan kylas tillfredsställande.

Vid stora rörbrott i primärsystemet räcker spädmatningen inte för att hålla vattennivån i reaktortanken. Därför finns ett lågtryckshärdkylsystem bestående av oberoende delsystem med vilka vatten kan tillföras reaktorn vid tryck under cirka 1.5 MPa (15 bar). Vatten tas från kondensationsbassängen.

Figur 4.1 visar nödkylningssystemen i en kokarreaktor av Forsmark-typ. Varje system har fyra kretsar A-D. Kapaciteten är tillräcklig för att med enbart två kretsar i drift klara systemets funktion.



Figur 4.1
Nödkylningssystemet för en kokarreaktor av Forsmark-typ.

Om rörbrott inträffar innanför inneslutningen snabbstoppas reaktorn och inneslutningen isoleras genom att skalventilerna stänger. Nödkyllningen har till uppgift dels att kyla reaktorhärden, dels att bortföra resteffekten. Kyllningen av reaktorhärden åstadkoms vid små brott av hjälpmatarvattensystemet och vid stora brott av lågtryckshårdkyllsystemet. Två av systemets kretsar tillför vatten till reaktorns fallspalt och de övriga två till strildysor över härden. Kondensationsbassängvattnet kyls av inneslutningssprinklingssystemet som via värmeväxlare bortför resteffekten till havet. Genom de dieselmatade hjälpkraftsystemen säkras elförsörjningen även vid bortfall av yttre nät.

Tryckvattenreaktorn

I likhet med kokarreaktorn utgör bränslet och dess kapsling den första säkerhetsbarriären i tryckvattenreaktorn. Tryckvattenreaktorns annorlunda konstruktion i förhållande till kokarreaktorn gör att även säkerhetssystemen blir annorlunda.

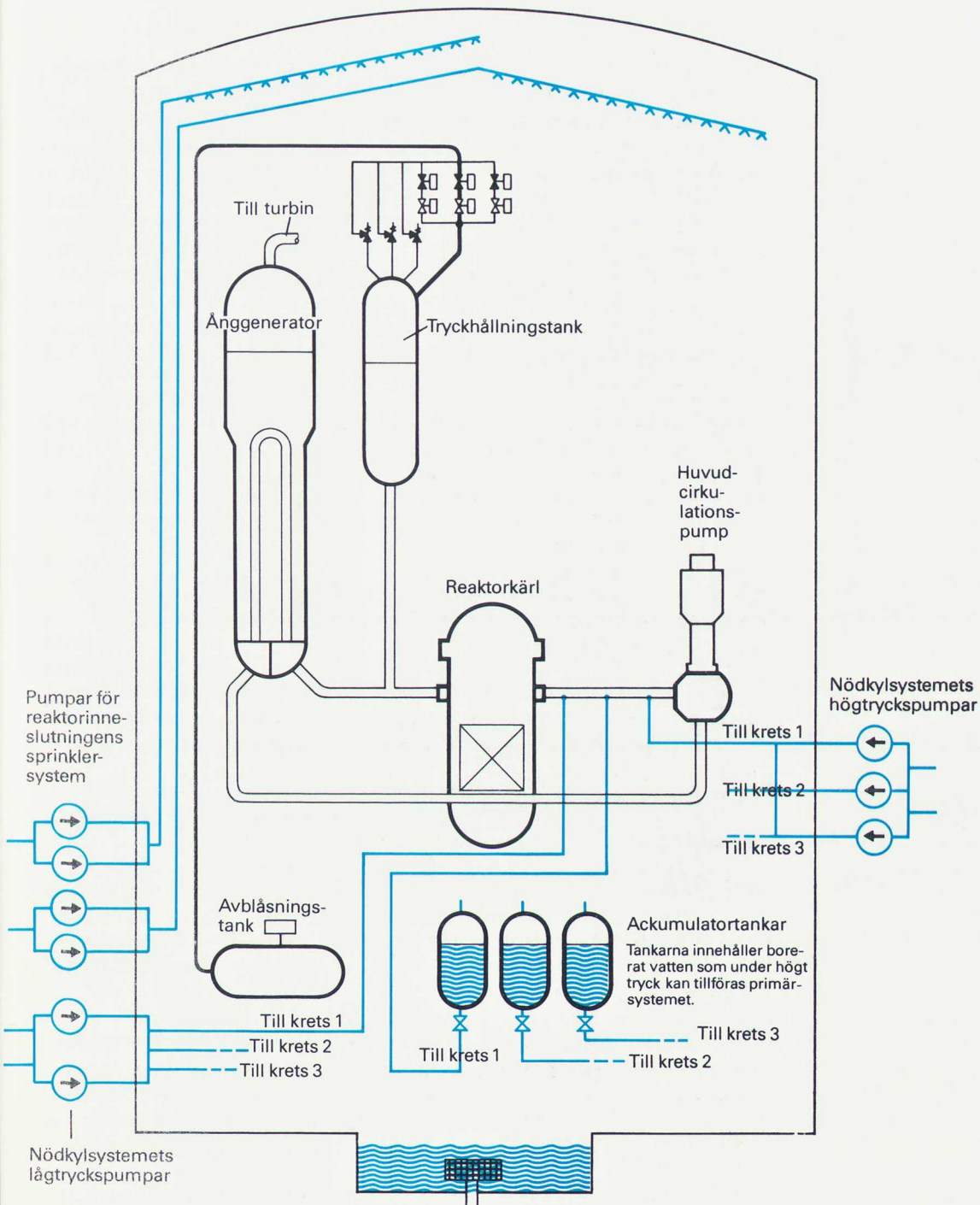
Svenska tryckvattenreaktorer har tre huvudcirkulationskretsar, som är anslutna parallellt till reaktorn. Varje krets innehåller en ånggenerator och en huvudcirkulationspump. Dessutom finns en tryckhållningstank med tillhörande avblåsningstank. Figur 1.2 i kapitel 1 är en principskiss av en tryckvattenreaktor av fabrikat Westinghouse.

Tryckvattenreaktorer har en mera kompakt härd och ett högre reaktortryck än kokarreaktorer. Eftersom vattnet inte kokar i reaktorn saknas utrustning för ångavskiljning i reaktortanken. Reaktortanken får därför lägre höjd, mindre diameter och tjockare vägg än motsvarande kokarreaktor (se figur 3.3, kapitel 3).

Reaktorinneslutningen för tryckvattenreaktorer är en gastät byggnad av förspänd betong som omsluter reaktortank och huvudcirkulationskretsar (faktaruta 4.6).

För att minska tryckstegringen vid rörbrott i primärsystemet finns ett sprinklingssystem bestående av två oberoende kretsar, som vardera har tillräcklig kapacitet att hålla trycket under det högsta tillåtna. Sprinklingssystemet tar vatten först från en förrådstank, sedan från en sump i botten av inneslutningskärlet. Inneslutningssprinklingen har även till uppgift att rena inneslutningsatmosfären från luftburna radioaktiva klyvningsprodukter.

Ånggeneratorerna är i svenska tryckvattenreaktorer av så kallad U-rörstyp. Det innebär att det varma reaktorvattnet har sitt inlopp nära botten, passerar genom flera tusen U-formade rör och lämnar ånggeneratoren på ungefär samma nivå som inloppet. Ånga bildas i matarvattnet från turbinen som strömmar uppåt på utsidan av U-rören. I ånggenerators övre del finns ång/vattenseparatorer och fuktavskiljare. En ånggenerator är 21 m hög och har en diameter av 4.5 m. Ånggeneratorerna är i de svenska



Figur 4.2
Nödkylsystemet för en tryckvattenreaktor med tre kylkretsar.

tryckvattenreaktorerna av fabrikat Westinghouse belägna högre än reaktortårn. Andra reaktorkonstruktioner, som Babcock & Wilcox har annan utformning av ånggeneratorerna. Detta kan i vissa lägen ha betydelse för reaktorns passiva säkerhetsgenskaper (se vidare analyserna i kapitlen 5 och 8).

Om det ordinarie matarvattensystemet inte är tillgängligt träder hjälpmatarvattensystemet i funktion. Systemet levererar kallt vatten från en förordstank till ånggeneratorernas sekundärsida. Ofta finns två oberoende pumpsystem, det ena med en ångturbindriven pump och det andra med två elmotordrivna, dieselsäkrade pumpar. Förlust av ordinarie matarvattensystem innebär att snabbstopp utlöses.

Nödkylsystemen i tryckvattenreaktorer av Westinghousetyp består av system för insprutning av borhaltigt vatten i reaktorn och system för sprinkling av inneslutningen (se figur 4.2).

Borvatteninsprutningen ombesörjes av tre delsystem: ett gasdrivet ackumulatorsystem, ett pumpdrivet högtryckssystem och ett pumpdrivet lågtryckssystem.

Akkumulatorsystemet består av tre ackumulatörer, vardera med 28 m³ volym, som automatiskt träder i funktion när reaktortrycket sjunkit under ackumulatortrycket.

Högtrycks- och lågtryckssystemen har motordrivna pumpar med säkrad elförsörjning. De kan leverera tillräckligt med borvatten under lång tid genom återcirkulation av vatten från inneslutningssumpen.

Sprinklingssystemet för inneslutningen kyls via en mellankylkrets till kylvattenkanalerna för havsvatten som utgör den slutliga värmesänkan för resteffekten.

En typisk tryckhållningstank innehåller elektriska värmepatroner med 1.4 MW effekt, strildysor samt avblåsnings- och säkerhetsventiler. Undre delen av tryckhållaren är fylld med vatten och den övre med ånga. Tryckhållaren är ansluten till det s.k. varma benet på en av huvudcirkulationskretsarna.

När effektuttaget från turbinen minskar ökar reaktorvattnets temperatur och tryck, vilket automatiskt utlöser strilsystemet i tryckhållarens topp. Härigenom kondenseras en del ånga vilket sänker trycket. På motsvarande sätt kommer vid ökning av effektuttaget trycket att sjunka i primärsystemet. Då slås värmaren på, varvid ånga produceras och trycket ökar.

Om trycket i primärsystemet blir för högt öppnar först avblåsningsventilerna, och sedan – om trycket fortsätter att stiga – säkerhetsventiler. Ventilerna är placerade på tryckhållningskärlet och blåser ånga till en avblåsningstank. Avblåsningstanken skyddas mot överbelastning genom sprängbleck som blåser till inneslutningen.

Om trycket i sekundärsystemet blir för högt öppnar en säkerhetsventil på huvudångledningen och blåser ut ångan i fria luften.

För resteffektkylning efter reaktoravställning används till en början det ordinarie sekundärsystemet. Om turbinens yttre belastning fallit bort, dumpas ånga direkt till kondensorn. När kondensorns vakuum inte länge kan upprätthållas, inkopplas kylsystemet för kall avställd reaktor som är anslutet direkt till primärsystemet.

4.7 Operatörsutbildning

Operatörsutbildningens struktur och längd påverkas av flera faktorer t.ex.:

- anläggningens status, d.v.s. om anläggningen tagits i drift eller är under uppbyggnad,
- den teoretiska och erfarenhetsmässiga bakgrunden hos den nyanställda personalen.

Målet för utbildningen är att operatören skall uppnå en sådan kunskapsnivå, att han säkert och effektivt kan utföra sina arbetsuppgifter.

I USA har de olika reaktortillverkarna egna utbildningsprogram som erbjuder kraftföretagen. Utbildningen varierar något och består för kärnkraftverk under uppbyggnad i stort sett av:

- grundläggande undervisning om kärnkraft; om eleven inte har tidigare kunskap inom området kan kursen utökas,
- vistelse på ett kärnkraftverk (ej det egna), där procedurer och rutiner studeras; i denna fas ingår också konventionella lektioner i klassrum,
- simulatorträning; eleverna arbetar i grupper om tre och roterar inbördes så att var och en får erfarenhet av arbetet som skiftingenjör, reaktor- respektive turbinoperatör,
- lektioner, där avsikten är att i detalj behandla det kärnkraftverk, där operatören kommer att arbeta,
- träning på det egna kärnkraftverket; i denna del ingår lektioner, teoretiska prov och praktisk träning av arbetsuppgifter under kärnkraftverkets uppstartningsfas.

Detta utbildningsprogram tillämpas också i princip för nyanställd personal på kärnkraftverk som är i drift. Den totala tidsåtgången för en person utan bakgrundskunskaper om kärnkraft är cirka två år, medan den är ungefär 15 månader för personer med kunskap inom området.

I Sverige utbildas reaktoroperatörer vid AB Kärnkraftutbildning (AKU), som gemensamt ägs av kraftbolagen.

AKU:s träningsimulator för kokarreaktorer i Studsvik togs i bruk 1974. Operatörerna vid Barsebäck 1 var de första, som hade tillgång till denna som utbildningshjälpmedel. Det kan också nämnas att denna simulator var den första i sitt slag i Europa. Utbildningen i Sverige liknar den som finns i USA. Reaktortillverkaren Asea-Atom erbjuder på liknande sätt som amerikanska tillverkare kurser inom sitt område med undantag av simulatorträning, som handhas av AKU.

Operatörerna på tryckvattenreaktorn Ringhals 2 var till en början hänvisade till Westinghouse anläggningar i USA för simulatorträning. Numera förfogar AKU även över en simulator för de svenska tryckvattenblocken.

Nuvarande utbildningsgång för svenska reaktoroperatörer är följande:

- grundläggande befattningsutbildning på kärnkraftverket som omfattar såväl teori som praktik,
- grundkurs vid AKU-simulator,
- fortsatt utbildning på kärnkraftverket.

Även i Sverige är tidsåtgången omkring två år, innan kontrollrumspersonalen tillägnat sig de kunskaper som krävs av såväl kärnkraftproducenten som den inspekterande myndigheten.

I Sverige sker en uppföljning och utvärdering av utbildningsresultatet inom varje kraftföretag. Vidare sker genom ett av kraftföretagen inrättat samarbetsforum en nära samordning av utbildningsprogrammen liksom av kraven på eleverna och utvärderingen av deras utbildningsresultat. Driftchefen är ansvarig gentemot myndigheterna för att kraftverkspersonalen genomgått utbildning enligt redovisade utbildningsplaner med godkänt resultat.

Det ordinarie arbetet i ett kontrollrum på ett kärnkraftverk består till stor del av övervakningsarbete, där jämförelsevis få manuella aktiviteter ingår. Detta får till följd, att de färdigheter för att ta hand om driftstörningar som övas i simulator snart faller i glömska, om inte träningsmöjligheter ges. Av driftsäkerhetsskäl och produktionsekonomiska skäl är det inte möjligt att träna driftstörningar i det egna kontrollrummet utan man är hänvisad till träningsimulatorn. Det begränsade antalet simulatorer medför, att det inte är möjligt att sända operatören till simulatorn mer än ungefär vartannat år.

I Sverige inkluderas en två-veckorskurs vid AKU träningsimulator i återträningen. Behovet av återträning har sammanfattats på följande sätt:

- teoretiska och praktiska repetitionskurser måste genomföras, för att hålla personalens specifika kunskaper aktuella,

- med hjälp av träningsimulatorn kan driftstörningar och onormala driftsituationer simuleras, och deras riktiga omhändertagande tränas.

I Sverige och en del andra länder har tillsynsmyndigheten inte tagit ställning till frågan om en formell licensiering av personal i kärnkraftverk, vilket krävs i bl.a. USA. Detta utreds f.n. av statens kärnkraftinspektion. De blivande operatörerna undergår emellertid även här omfattande prov, innan de tillåts att självständigt arbeta i kontrollrummet. Ökande drift-erfarenheter och ändringar i organisationen kan leda till behov av modifiering av nu gällande utbildnings- och träningsprogram för operatörerna i kärnkraftverk och därmed av kraven på och motiven för eventuell licensiering.

I Sverige motsvaras kraven för förnyelse av licens i USA av det återträ-ningsprogram som läggs upp av driftchefen vid kärnkraftverket i samråd med myndigheten.

4.8 Drifterfarenheter och tillbud

Drifterfarenheter och tillbud vid svenska kärnkraftblock behandlas i kapitel 8. I Statens kärnkraftinspektions reaktorsäkerhetsstudie från 1977 (SKI 1977) redovisas även drifterfarenheter från utlandet. I detta avsnitt tas enbart upp tre utvalda utländska tillbud av särskilt säkerhetsmässigt intresse. Två av dessa kan sägas vara förebud till haveriet vid TMI-2.

Browns Ferry

Det allvarligaste reaktorhaveriet före Three Mile Island var branden i Browns Ferry som inträffade i mars 1975. Anläggningen har tre kokarre-aktorer av vilka två var i drift när olyckan hände. Den direkta orsaken till branden var antändning av polyuretanskum som användes för tätning av luftläckor vid kabelgenomföringar. Materialet antändes när flamman från ett ljus som användes för att prova tätheten drogs in i skummet genom luftdraget i den läckande genomföringen. Elden fortplantade sig till ett kabelfördelningsrum innan den bragtes under kontroll och släcktes.

Skador uppstod genom kortslutning och jordkontakt sedan isoleringen bränts bort på ett stort antal elektriska kablar för väsentlig utrustning. Tillräckligt mycket av utrustningen förblev dock manöverduglig för att reaktorerna kunde hållas under säker kylning och ställas av. Under två skeden av händelseförloppet var nödkylsystemen satta ur funktion. Inget utsläpp av radioaktiva ämnen utöver de nivåer som hörde samman med normal drift ägde rum.

Davis-Besse

I september 1977 inträffade ett missöde under den nukleära provdriften av aggregat 1 i Davis-Besse stationen. Reaktorsystemet är samma konstruktion och fabrikat som Three Mile Island. Reaktorn kördes vid tillfället vid 263 MW termisk effekt (= 9% av full effekt) med turbinen avstängd. Händelsen började med att systemet för kontroll av läckage i sekundärkretsen av okänd anledning utlöste stängning av en ventil i matarvattenledningen till den ena av reaktorns två ånggeneratorer. Därmed sjönk vattennivån på ånggeneratorns sekundärsida, vilket initierade stängning av båda ångledningsventilerna och start av hjälpmatarvatten-systemet. Den ena av hjälpmatarvattenpumparna kom emellertid inte upp i fullt varv och gav otillräcklig mängd matarvatten till den ena ånggeneratorn.

Den minskade kylningen förorsakade ökad temperatur och ökat tryck i primärkretsen. Tryckhållningskärlets avblåsningsventil öppnade som beräknat men fastnade i öppet läge. Utströmning skedde kontinuerligt till avblåsningstanken och vattennivån i tryckhållaren steg. Operatören stängde då av reaktorn 1 min och 47 sek efter incidentens början.

På grund av den öppna avblåsningsventilen minskade trycket i primär-systemet snabbt. Högtrycksnödkylsystemet startade automatiskt och vissa av inneslutningens skalventiler stängde. Avblåsningstanken överfylldes och dess sprängbleck utlöstes varigenom cirka 40 m³ vatten i form av ånga strömmade ut i inneslutningen.

Efter ungefär 6 min stoppade operatörerna pumparna i högtrycksnödkylsystemet. Reaktortrycket fortsatte att sjunka till dess att mättnadstrycket nåtts och ånga började bildas. Tryckhållningskärlets nivåmätare gick utanför skalan, och en av huvudcirkulationspumparna i varje krets stoppades för att minska bidraget från pumparnas egen värmeutveckling.

Efter 21 min blev det klart att avblåsningsventilen stod öppen. En blockventil stängdes då från kontrollrummet, varigenom utströmningen från primärsystemet till avblåsningstanken stoppades. Genom högtrycksnödkylsystemet kunde operatörerna stabilisera reaktortrycket och vattennivån i tryckbehållningskärlet och ta ner reaktorn till kallt avställt tillstånd.

Händelseförloppet i Davis-Besse 1 företer slående likheter med det i Three Mile Island 2. En viktig skillnad var dock att Davis-Besse reaktorn ännu inte hade körts vid full effekt. Härdens utbränning motsvarade endast cirka 1 effektiv fulleffektdag, varför resteffekten var obetydlig i jämförelse med Three Mile Island.

Beznau

I augusti 1974 inträffade ett haveri i den schweiziska reaktorn Beznau 1, som är en 350 MW(el) tryckvattenreaktor av Westinghouse tillverkning med två turbiner. Händelsen inleddes med att en av turbinerna snabbstängde på grund av vibrationer i lager och hölje. Normalt skulle då ånga ha letts förbi turbinen direkt till kondensorn, men på grund av fel i turbinens tryckregulator öppnade inte dumpventilerna. Detta ledde till att temperatur och tryck snabbt steg i primärsystemet och att nivån i tryckhållningskärlet ökade. Vid 16 MPa (160 bar) tryck öppnade avblåsningsventilerna på tryckhållningskärlet, vilket medförde snabb tryckminskning i primärsystemet.

Ungefär 10 sekunder efter ventilöppningen hade reaktortrycket sjunkit så långt att signal utlöstes för återstängning av ventilerna. En av ventilerna fastnade i öppet läge, vilket gjorde att reaktortrycket fortsatte att sjunka. Reaktorn snabbstoppades på signal om för lågt reaktortryck. Efter cirka 1 minut var trycket 10 MPa (100 bar). Det fortsatte att minska och vid 7 MPa (70 bar) nåddes mättnadstemperaturen för reaktorvattnet som började koka. Ångan pressade upp vatten i tryckhållningskärlet som fylldes ungefär 3 minuter efter snabbstoppet.

2 à 3 minuter efter snabbstoppet upptäckte operatören att avblåsningsventilen inte återstängts och isolerade den med hjälp av en blockeringsventil. Vattennivån i tryckhållningskärlet började då sjunka, och 11 minuter efter snabbstoppet utlöstes automatiskt injektion av nödkylningsvatten på signal om för lågt tryck och låg nivå i tryckhållaren. Nödkylsystemet fungerade normalt och åstadkom ökning av tryck och nivå i tryckhållaren till 11 MPa (110 bar) respektive 70%, då nödkylsystemets pumpar stängdes av. Därefter togs reaktorn på normalt sätt ner till kallt avställt tillstånd.

Ungefär 3 minuter efter snabbstoppet erhöles larmsignal om för högt tryck i inneslutningen och 1 minut senare aktivitetslarm. Operatören startade då inneslutningens kylsystem. Eftersom flera larmsignaler indikerade fel på avblåsningstanken, drog operatörerna snabbt slutsatsen att avblåsningstankens sprängbleck hade blåst och att avblåsningsröret var skadat.

Tillbudet i Beznau är ett exempel på ett TMI-liknande förlopp, där två onormala händelser (utebliven öppning av dumpventilerna och utebliven återstängning av en avblåsningsventil) åstadkom en potentiellt farlig situation. Tack vare normal funktion hos säkerhetssystemen och korrekt handlande från operatörernas sida undveks allvarliga konsekvenser.



Kärnkraftverket Three Mile Island utanför Harrisburg, Pennsylvania, USA. Den hitre högra av de runda byggnaderna i mitten är inneslutningen till den havererade reaktorn TMI-2.

(Foto Reportagebild)

5 Händelseförloppet vid TMI-2

Kapitlet inleds med en översiktlig teknisk beskrivning av kärnkraftblocket Three Mile Island nr 2 (TMI-2). Därefter följer en relativt fyllig redovisning i tidsföljd för det tekniska händelseförloppet vid haveriet med kommentarer till läget vid olika tidpunkter. Därpå redovisas viktiga punkter i det radiologiska händelseförloppet, d.v.s. frigörandet av radioaktiva ämnen från härden, deras spridning inom och utom anläggningen samt stråldoser till anställda och allmänhet. Beskrivningarna av de tekniska och radiologiska händelseförloppen avslutas med korta redovisningar av nuvarande läge beträffande uppröjningsarbete, m.m.

Efter detta redovisas och analyseras olika typer av felfunktioner som tekniska fel, operatörernas åtgärder, m.m. Kapitlet avslutas med en analys av frågor av typen "Vilka möjligheter fanns att förhindra härdhaveriet?" och "Vad hade hänt om haveriet fått ett allvarigare förlopp?"

För utförligare beskrivningar och analyser av händelseförloppet hänvisas dels till de amerikanska rapporterna i litteraturförteckningen, dels till bilagorna.

5.1. Översiktlig beskrivning av kärnkraftblocket Three Mile Island nr 2 (TMI-2)

Allmänt

Kärnkraftverket Three Mile Island ligger på en ö med samma namn i Susquehannafloren i delstaten Pennsylvania, omkring 15 km sydväst om delstatshuvudstaden Harrisburg. Kraftverket har byggts och drivs av Metropolitan Edison Co (Met-Ed) i Reading, Pennsylvania. Kraftverkets ägare är Metropolitan Edison Co (50%), Jersey Central Power and Light Co (25%) och Pennsylvania Electric Co (25%). Metropolitan Edison ingår i sin tur i elkraftkoncernen General Public Utilities (GPU).

Kraftverket består av två tryckvattenaggregat av fabrikat Babcock & Wilcox. TMI-1 om 790 MW elektrisk effekt togs i drift i september 1974. Den är avstängd sedan haveriet i TMI-2, bl.a. därför att den har vissa hjälpsystem gemensamma med den havererade reaktorn. TMI-2 började byggas 1970. Reaktorleverantör var som nämnts Babcock & Wilcox, medan Westinghouse har levererat den elektriska utrustningen. Huvudkonstruktör för hela anläggningen var firman Burns & Roe. Licens att börja ladda aggregatet lämnades av USA:s kärnkraftinspektion, US Nuclear Regulatory Commission (NRC), den 8 februari 1978. Aggregatet togs i provdrift den 28 mars 1978. På grund av olika driftstörningar under inkörningen kom man inte upp i nämnvärda effektuttag förrän mot slutet av år 1978. Fram till haveriet den 28 mars 1979 hade TMI-2 levererat elenergi, motsvarande drift vid full effekt under 60–70 dagar.

Teknisk beskrivning av TMI-2

Reaktorn i TMI-2-anläggningen är konstruerad för en värmeeffekt på maximalt 2700 MW, vilket ger en elektrisk effekt på 880 MW. Reaktorn är alltså av ungefär samma storlek som de tre tryckvattenaggregaten i Ringhals, men det tekniska utförandet är i flera avseenden annorlunda. Huvuddragen i den tekniska uppbyggnaden framgår av figur 5.1.

Det uppvärmda primärvattnet leds från reaktortanken till två ånggeneratorer av s.k. genomströmningstyp (OTSG) och tillbaka genom sammanlagt fyra huvudcirkulationspumpar. Tryckhållningstanken i primärkretsen är försedd med en fjärrmanövrerad avblåsningssventil med en likaledes fjärrmanövrerad blockeringsventil i serie samt två säkerhetsventiler. Från dessa ventiler leder ett rör till en avblåsningstank i inneslutningen.

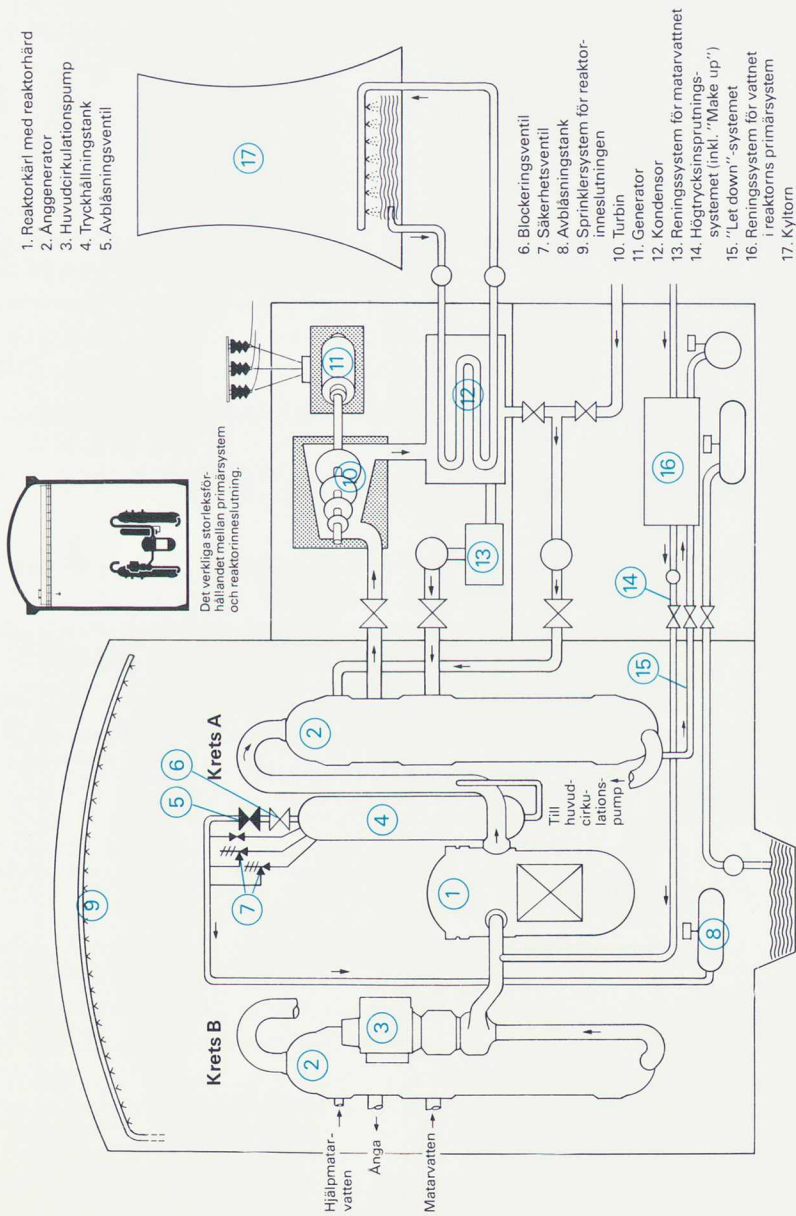
Vatten kan tappas ur primärsystemet via det s.k. "Let-down"-systemet. Detta är anslutet till nedre delen av ånggenerator A. Kylvatten kan tillföras primärsystemet genom ett högtrycksinsprutningssystem. Detta är samtidigt ett av nödkylsystemen. Högtrycksinsprutningssystemet är anslutet till trycksidan på samtliga fyra huvudcirkulationspumpar (se figur 5.1.). Under normal drift sker spädmatning (make-up) med hjälp av en särskild krets i högtrycksinsprutningssystemet. Dessutom kan primärsystemet om trycket är tillräckligt lågt tillföras vatten genom det andra nödkylsystemet, det s.k. lågtrycksinsprutningssystemet. Det är anslutet direkt till reaktortanken.

De här nämnda systemen, deras anslutningspunkter och inbördes nivåförhållanden, sådana de framgår av figur 5.1 är av stor betydelse för haveriförloppet.

I kontrollrummet finns ett stort antal mätinstrument och reglage för alla viktigare system på såväl primär- som sekundärsidan.

Ett stort antal mätvärden och driftdata för olika delsystem övervakas vidare automatiskt av en dator. Denna är försedd med en larmskrivare som skriver ut larmmeddelanden om tex olika mätvärden faller utanför i förväg inprogrammerade, normala intervall. Datorn är vidare försedd med en frågeterminal där operatörerna kan begära fram aktuella värden på den stora mängd mätdata som datorn övervakar. Larmskrivaren är långsam. Vid ett stort antal larm, som vid större tillbud, blir den överbelastad och halkar lätt 1-2 timmar eller mer efter, d.v.s. den skriver ut larm som inträffade mer än en timme tidigare. Hela larmlistan finns dock lagrad i datorns minne. Via frågeterminalen kan också operatörerna alltid begära fram aktuella värden. Larmen markeras också i kontrollrummet genom signallampor och genom ljudsignaler.

TMI-2 var också försedd med en s.k. reaktimeter. Det är en databandspelare som var tredje sekund spelar in tjugofyra viktigare mätvärden som beskriver tillståndet i olika delar av reaktorsystemet.



Figur 5.1
 Principskiss av kärnkraftblocket Three Mile Island nr 2 (TMI-2)

5.2 Det tekniska händelseförloppet

Före haveriet

Natten till den 28 mars 1979 drevs TMI-2 vid 97% av full effekt. Den amerikanska kärnkraftinspektionen (NRC) har i sin analys pekat på att aggregatet då drevs med brister i tillsyn och underhåll. Sålunda hade man ett onormalt stort läckage av vatten och ånga från primärkretsen, bl.a. genom att den s.k. avblåsningsventilen på tryckhållningstankens topp läckte. Vidare var ventiler felställda och s.k. sprängbleck på några avloppstankar var trasiga.

Sedan föregående dag (den 27 mars) hade man vissa problem med det system som renar matarvattnet från turbinkondensorn till ånggeneratorernas sekundärsida (se figur 5.1). Det senare är en driftstörning av en typ som är utan förutsedd betydelse för säkerheten, även om den i detta fall råkade ge upphov till den utlösande händelsen. Denna inträffade kl. 04.00 på morgonen den 28 mars. I kontrollrummet fanns då två operatörer och en förman medan skiftingenjören befann sig ute i anläggningen.

De första 15 minuterna

Tid

0 (04.00:36)	Under arbetet på reningssystemet för matarvattnet i sekundärkretsen kommer vatten genom ett missöde in i ett tryckluftsystem. Som följd stänger vissa tryckluftmanövrerade ventiler i matarvattensystemet. Inom de första sekunderna händer följande: Samtliga ordinarie matarvattenpumpar stoppar. Turbin och generator löser ut. Reaktorns styrtavar börjar drivas in i härden och reaktoreffekten minskar. Tryckhållningstankens nivå börjar stiga snabbt, ångblåsan i dess övre del pressas samman och trycket stiger i primärsystemet.
3-8 sek	Avblåsningsventilen på tryckhållningstanken öppnar vid förutsett tryck. Reaktorn snabbstoppas automatiskt. Värmeutvecklingen i härden går snabbt ned till resteffekt.
9-13 sek	Sekundärsidans ångtryck når sitt högsta värde liksom primärsidans. Operatörerna stänger "Let down"-flödet för att parera ett väntat snabbt fall i tryckhållningstankens nivå. <i>Kommentar:</i> Operatörerna är beredda på stora svängningar i tryckhållningstankens nivå vid en s.k. transient av denna typ (reaktorsnabbstopp efter turbinutlösning). De

har varit med om liknande transienter tidigare. Förloppet har även tränats i simulator.

Operatörerna återstartar också "Make up"-pumparna samt förbereder start av högtrycksinsprutningen av samma skäl som ovan. Tidigare erfarenheter har visat att tryckhållningstankens nivå sjunker mycket långt ner. I sammanhanget skall påpekas att "Makeup"-pumparna är svårstartade vilket ökar stressen på operatörerna.

13–15 sek

Trycket i primärsystemet är på väg nedåt och passerar det värde där avblåsningsventilen får signal att stänga. Ventilen fastnar dock i öppet läge. Flödet genom ventilen fortsätter oavbrutet under cirka 2 timmar och 20 minuter framåt.

Nivån i tryckhållningstanken når sitt högsta värde och vänder. Hjälpmatarvattenpumparna startar.

Kommentar: Hittills har till synes allt förlöpt normalt. Operatörerna har inga tecken på att något är fel. På manöverpanelen kan ej avläsas att ventilen har fastnat i öppet läge. Där visar endast en lampa att normal signal för stängning gått ut.

ca 30 sek

Ånggeneratorernas matarventiler börjar öppna till följd av låg nivå på sekundärsidan.

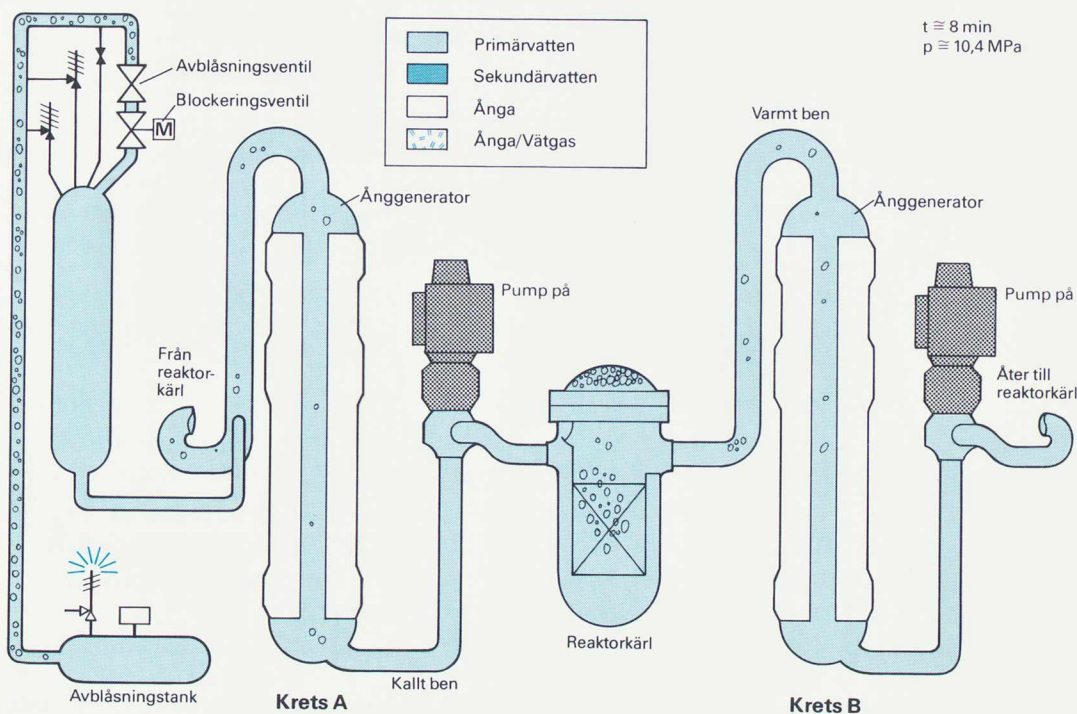
1 min
(04.01)

Larmskrivaren anger temperaturen 145°C i avblåsningaledningen. Instrumenten visar mycket låg vattennivå i båda ånggeneratorernas sekundärsida. Nivån i tryckhållningstanken börjar att stiga snabbt. Reaktortrycket är nu nere i omkring 125 bar (12,5 MPa) mot normalt omkring 150 bar (15 MPa).

Kommentar: Här börjar instrumenten visa på en rad onormala tillstånd. Det är nu tydligt att operatörerna främst inriktar sig på den stigande nivån i tryckhållningstanken. Erfarenhetsmässigt skulle nivån sjunkit betydligt djupare. Om nivån får stiga för snabbt kan en toppfyllning av systemet befaras med risk för vissa skador på reaktorkärlet. Vad som i själva verket inträffar är att trycket nu sjunkit så lågt att man fått en begynnande kokning i härdens centrala delar. Ångbubblorna kondenserar när de kommer ut i härdens topp och blandas med det kalla vattnet från härdens yttre delar. Ångvolymen i centrum trycker dock vattnet i reaktorsystemet upp i tryckhållningstanken.

Operatörerna har inte utbildats i att kokning kan uppträda på detta sätt. Deras tolkning att man nu riskerar att toppfylla systemet är mot den bakgrunden naturlig.

- 1 min 45 sek Ånggeneratorerna torde nu i stort sett ha kokat torrt på sekundärsidan.
- Kommentar:* Från denna tid är alltså ånggeneratorerna borta som värmesänka, d. v. s. för att transportera bort värme från primärsystemet. De får på nytt vatten vid tiden 8 minuter.
- 2 min 4 sek Högtrycksinsprutningen startar automatiskt på grund av lågt tryck i primärsystemet, cirka 110 bar (11 MPa).
- 3 min 14 sek Operatörerna ställer om högtrycksinsprutningen på manuell kontroll. Detta är en invand beredskapsåtgärd. Operatörerna koncentrerar sig fortfarande på den stigande nivån i tryckhållningstanken.
- 4 min 38 sek Operatörerna stryper högtrycksinsprutningen. De bryter därvid mot den instruktion som säger att en automatiskt utlöst högtrycksinsprutning endast får strypas om både trycket och nivån i tryckhållningstanken stiger. I verkligheten fortsätter trycket att falla. Temperaturen i reaktor-systemet ligger still.
- Kommentar:* Ångbildningen i härdens centrala delar ökar men ångblåsorna slås ned när de blandas med kallare vatten i andra delar av primärsystemet. Vatten fortsätter att pressas upp i tryckhållningstanken.
- 5 min
(04.05) Operatörerna försöker nu hejda den snabbt stigande nivån i tryckhållningstanken genom att släppa ut vatten genom "Let down"-systemet.
- 6 min Nivån i tryckhållningstanken går utanför mätområdet. Operatörerna anser därmed att systemet är toppfyllt.
- Kommentar:* Kokningen breder nu ut sig i hela härdens. Trycket är 95 bar och stigande och temperaturen kring 307°C. (Jämför figur 5.2)
- 8 min Operatörerna upptäcker att hjälpmatarvattenflödet är blockerat. Man öppnar de stängda ventilerna. Ånggeneratorerna börjar arbeta, värmesänkan i primärsystemet är återställd och trycket i reaktorsystemet börjar falla igen.
- 10 min
(04.10) Nivån i tryckhållningstanken kommer tillbaka inom mätområdet. Operatörerna tolkar detta som att ångblåsan i tryckhållningstankens topp håller på att återställas. Operatörerna startar på nytt inmatning genom högtrycksinsprutningen.



Figur 5.2
 Tillståndet i reaktorsystemet 6–8 minuter efter snabbstoppet. Primärsystemet är toppfyllt. Kokningen breder ut sig i härden. (Källa: NSAC-1)

12–17 min Larm fås om något minskat flöde genom huvudcirkulationspumparna. Någon gång vid denna tid börjar också troligen avblåsningstanken att svämma över. Detta uppmärksammas inte bland det antal stora larm som nu erhålls. Larmskrivaren har sackat långt efter och instrumenten som ger detaljinformation om förhållandena i avblåsningstanken finns på en sidopanel långt bak i kontrollrummet.

Kommentar till de första 15 minuterna:

En transient av denna typ kräver normalt ett stort antal ingrepp och kontroller av operatörerna de första 10–15 minuterna. Detta är de också väl tränade i. I detta fall fick de också ägna tid och uppmärksamhet åt problemet med de stängda hjälpmatavattenventilerna. De har inga entydiga och lättillgängliga signaler i kontrollrummet som visar att avblåsningventilen fastnat i öppet läge. För operatörerna avviker förloppet från det normala främst vad gäller tryck och nivå i tryckhållningstanken. Operatörerna koncentrerar sig i enlighet med sin utbildning och i enlighet med handlingsmönstret för normala transienter främst på nivån i tryckhållningstanken.

För operatörerna förefaller läget nu stabiliserat. I själva verket har man dock ingen kontroll över hur mycket vatten och ånga som finns i systemet och som pumpas runt.

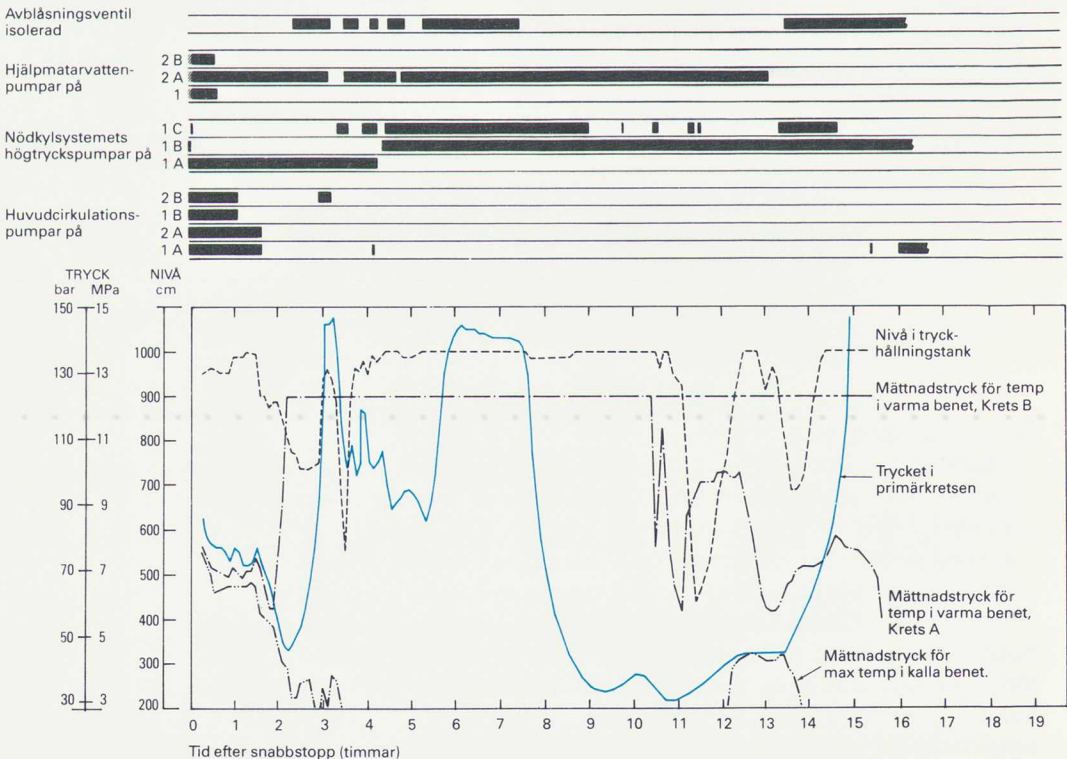
Kokningen i reaktorhärden är nu starkt utbredd. En emulsion bestående av en blandning av ånga och vatten strömmar från härden över till ånggeneratorerna där ångan i emulsionen kondenseras delvis till vatten. Huvudcirkulationspumparna pumpar emulsionen tillbaka till härden.

Man kan säga att primärsystemet fungerar som ett slags kokareaktor, där ånggeneratorerna utgör kondensatorerna och huvudcirkulationspumparna fungerar som kondensatpumpar.

Den totala mängden ånga och vatten i systemet minskar dock genom utflödet genom avblåsningsventilen och genom "Let down"-systemet vilket är större än det strypta inflödet via högtrycksinsprutningen.

Flödet genom reaktorhärden minskar genom att huvudcirkulationspumparna arbetar med en emulsion av ånga och vatten. De analyser som gjorts i efterhand visar dock att härdens kylning ännu inte är i fara.

Figur 5.3
Några viktigare mätvärden på tillståndet i primärkretsen vid TMI-2 de första 16 timmarna efter snabbstoppet. (Källa: NRC)



Tiden 15 minuter – 100 minuter (04.15–05.40)

Ingångsläget är att väsentliga data som tryck, temperatur, tryckhållningstankens nivå, osv är någorlunda konstanta. De förblir också så under den kommande timmen (figur 5.3). Man är dock medveten om att transienten ej förlöpt normalt. Trycket är onormalt lågt och vissa mätvärden är "oroliga", t.ex. flödet genom huvudcirkulationspumparna. Den höga nivån i tryckhållningstanken tas dock troligen som ett tecken på att härden är väl täckt.

Man samråder flera gånger om vad som kan vara fel och vad som skall göras. Efter omkring en timme kallar man på de högre cheferna vid anläggningen.

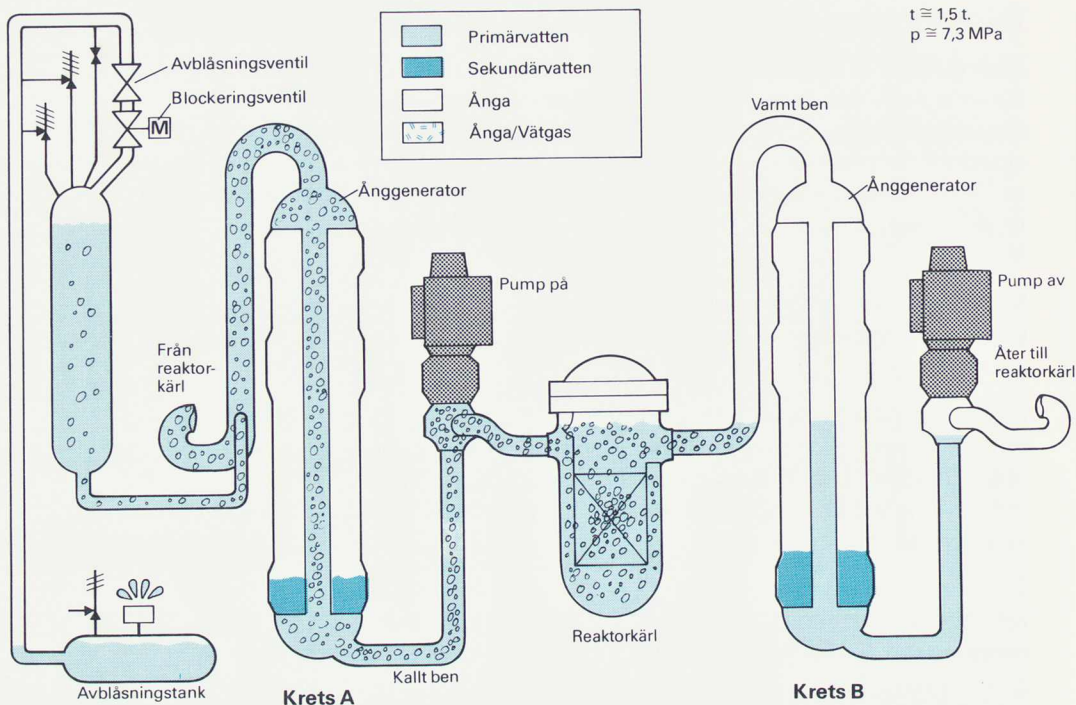
Under denna tid görs ett antal kontroller, bl.a. att det inte är fel på mätningen av nivån i tryckhållningstanken. Vidare går operatörerna vid två olika tillfällen till datorterminalen och frågar efter temperaturen i ledningen från avblåsningsventilen. Man förefaller sålunda ha misstänkt att ventilen står öppen.

Temperaturen i avblåsningssledningen är vid båda tillfällena 140°C. Detta förefaller ej alarmerande högt med tanke på att temperaturen i tryckhållningstanken är 280–290°C och med tanke på att man vet att ventilen nyligen öppnat och dessutom under en längre tid läckt drygt 20 liter vatten i minuten även i stängt läge. Av ångtekniska skäl kan nu de uppmätta temperaturerna inte bli särskilt högre även när ventilen är öppen. Ingen har dock lärt operatörerna detta.

Operatörerna förkastar därför troligen antagandet att ventilen läcker. I stället söker de efter läckage i ånggeneratorerna och isolerar – troligen fullt riktigt – ånggenerator B med hänsyn till misstänkt läcka. Man stänger då också av huvudcirkulationspumparna i krets B cirka 74 minuter efter förloppetets början (kl. 05.14).

Vid samma tidpunkt strejkar pappersmatningen i larmskrivaren som därmed är ur funktion nära tre timmar framåt. Det innebär att en hel del alarmskrifter för de närmaste timmarna inte finns bevarade. Eftersom larmskrivaren i detta läge ändå arbetar med lång eftersläpning torde detta ha mindre betydelse för informationen till operatörerna.

Under detta skede – fram till 100 minuter – förlorar man kylmedium genom avblåsningen och genom att högtrycksinsprutningen eller "Make up"-flödet är mindre än "Let down"-flödet, som tas från krets A. Systemet fylls därför av en emulsion som innehåller allt större del ånga och allt mindre del vatten (figur 5.4). Vid tiden 100 minuter kan man uppskatta att proportionerna är 60% ånga och 40% vatten men det kan också röra sig om 80% ånga och 20% vatten. Flödet genom de två pumpar i A-kretsen som fortfarande är i drift faller snabbt. Pumparna kaviterar och börjar vibrera allt kraftigare. Så länge pumparna går kan man dock räkna med att härden blir tillräckligt kyld av emulsionen. Efter 100 minuter, kl. 05.41,



Figur 5.4

Tillståndet i reaktorsystemet ca 90 minuter efter snabbstoppet. Inget flöde genom krets B sedan pumparna i denna krets stoppats. Krets B är vidare isolerad (har ingen kylning) på sekundärsidan. En emulsion bestående av allt mer ånga och allt mindre vatten pumpas genom reaktorhärden och krets A.

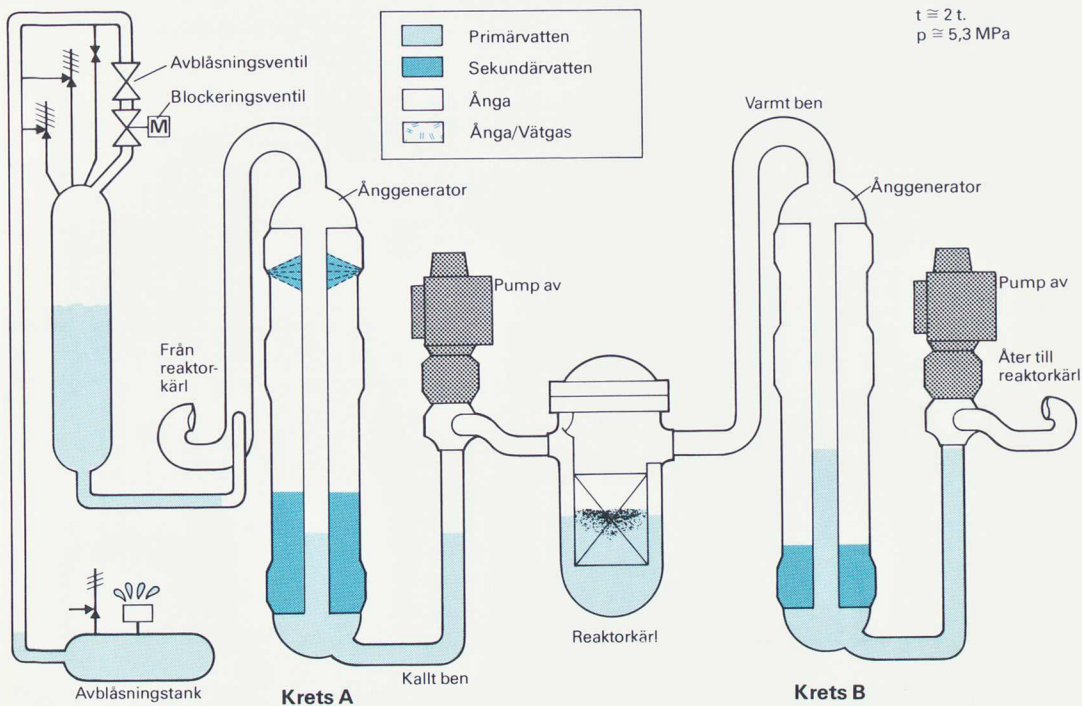
Avblåsningventilen är fortfarande öppen (Källa NSAC-1)

blir dock operatörerna tvungna att även stoppa pumparna i A-kretsen för att undvika skador på dem. Därmed inleds ett nytt skede i händelseförloppet.

Tiden 100–140 minuter (05.40–06.20)

När operatörerna nu stoppat samtliga huvudcirkulationspumpar tror man att krets A skall fungera med s.k. naturlig cirkulation och att kylningen av härden ej skall behöva äventyras. De stöder sig därvid förmodligen på den höga nivån i tryckhållningstanken. Vad man inte vet är att mängden vatten i övriga delar av primärsystemet nu är nere i 40% eller t.o.m. 20%. De har inget instrument som visar detta – man är blind i detta avseende.

Genom de åtgärder som företas stoppas nu all cirkulation i primärsystemet. Krets B ligger redan förut med stillastående vatten i kretsens nedre del. På samma sätt blir vattnet stående i krets A:s nedre del. Hur mycket vatten som står inne i reaktorkärlet är osäkert. Det är tänkbart att härden till att börja med är täckt med vatten men det är också möjligt att vattnet

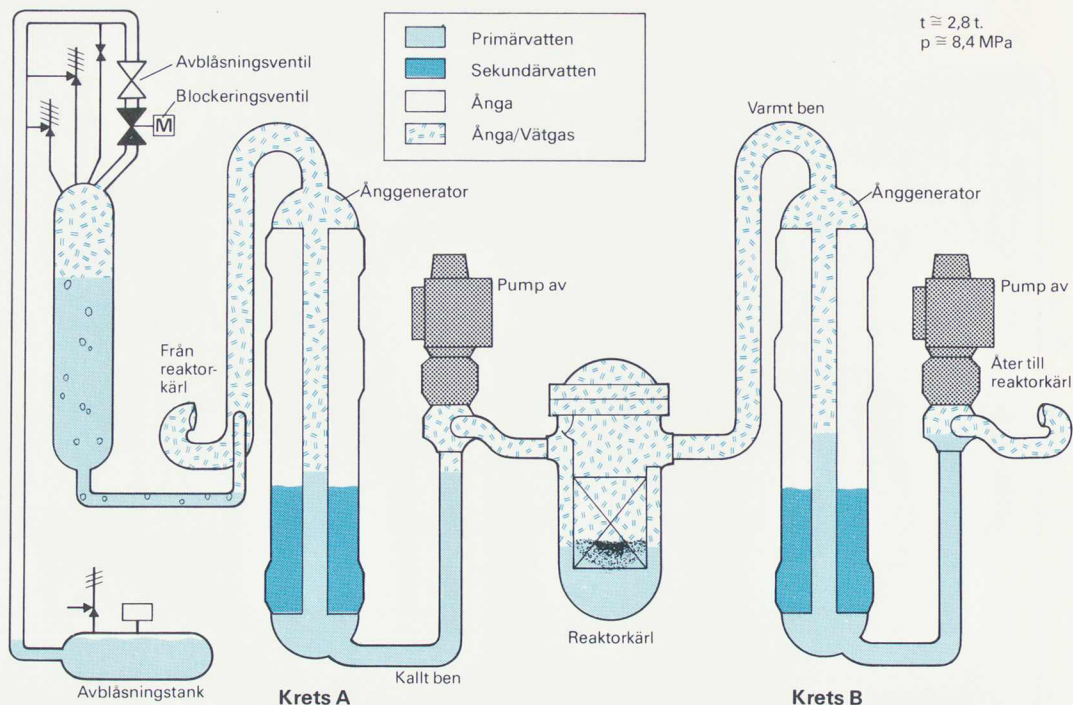


Figur 5.5

Tillståndet i reaktorsystemet ca 2 timmar efter snabbstoppet. Härden börjar koka torrt och överhettas. Överhettad ånga strömmar dels till tryckhållningstanken, dels till ånggenerator A. Ångan kondenserar där till vatten som samlas i kalla benet (under härdsnivån) och förs delvis bort genom "Let down"-systemet (jämför figur 5.1). Avblåsningsventilen är fortfarande öppen. (Källa NSAC-1)

bara räcker till att täcka en del av härden. Vattnet kokar gradvis av från härden. Ångan strömmar upp genom härden och kyler denna i viss utsträckning. Samtidigt överhettas ångan. Den överhettade ångan strömmar huvudsakligen över i A-kretsen – den enda som har kylning på sekundärsidan. Ångan kondenseras där i viss utsträckning och vatten fylls på i de nedre delarna av krets A. Där kan det pumpas ut genom "Let down"-ledningen. Ånga från härden bubblar också upp genom tryckhållningstanken eftersom man fortfarande inte uppmärksammat den öppna ventilen (figur 5.5).

Vad operatörerna observerar är att temperaturerna i de utgående rören från reaktorn (varma benen) stiger snabbt. Detta är ett tecken på att överhettad ånga har bildats. Försöket att få igång naturlig cirkulation har således misslyckats och man samlas till ett rådslag som pågår i nästan 40 minuter. I detta deltar flera chefer vid kärnkraftverket samt Babcock & Wilcox platsrepresentanter. Man anser att cirkulation med huvudcirkulationspumparna måste igång igen. Vidare bör man gå in i reaktorinneslutningen och manuellt öppna avluftningsventilerna på toppen av ånggeneratorerna. Alarm om hög radioaktivitet i inneslutningen hindrar dock detta.



Figur 5.6

Tillståndet i reaktorsystemet ca 2 timmar och 50 minuter efter snabbstoppet. Stora delar av härden har kokat torrt och överhettats. Vätgas har bildats genom kemisk reaktion mellan bränslestavarnas zirkoniumkapsling och vattenångan. Flyktiga klyvningsprodukter som ädelgaser och jod har frigjorts från härden. Blockeringsventilen i serie med avblåsningventilen har stängts. (Källa: NSAC-1)

Innan rådslaget är slut prövar en av operatörerna att stänga blockeringsventilen före avblåsningventilen. Möjligen sker detta på inrådan av Babcock & Wilcox platsrepresentant. Detta blir inledningen till nästa skede i händelseförloppet. I själva verket har härden nu varit utan kylning i 40 minuter och är starkt överhettad, troligen vitglödande i sina övre delar. Zirkoniumkapslingen kan nu ha oxiderat i vissa delar av härden, försprödats och spruckit upp så att radioaktiva ädelgaser och jod kommit ut i primärsystemet. Vätgas har bildats i takt med oxidationen. Under detta skede skadas alltså härden allvarligt och oåterkalleligt (figur 5.6).

Skedet 140–226 minuter (06.20–07.46)

Detta skede inleddes således med att flödet genom den fastnade avblåsningventilen har blockerats. Detta märks omedelbart. Trycket i systemet slutar att falla och börjar i stället stiga. Tryckhållningstankens nivå, som sakta sjunkit, hejdar sig, liksom den sjunkande temperaturen i kalla benet. Trycket i inneslutningen sjunker. Man kan lämna teorin att ånggenerator B skulle ha läckt. Man överväger att på nytt koppla in båda ång-

generatorerna för att försöka få igång naturlig cirkulation i båda kretsarna. Mängden kylmedium i systemet ökar möjligtvis nu. Ytterligare bor matas också in då man befärs att man kan ha liten marginal till återstart av kedjereaktionerna i härden (kriticitet).

Temperaturerna i härden och över härden visar nu höga värden, i flera fall över instrumentens mätområde, d. v. s. instrumenten bottenar. Larm om hög radioaktivitet erhålls på flera ställen i anläggningen. På grundval härav utlöses anläggningsalarm klockan 06.55.

När trycket i systemet stigit till cirka 120 bar (12 MPa) beslutar man sig för att starta en huvudcirkulationspump i krets B. Pumpen startar och slänger i väg en mindre mängd vatten från krets B. Sedan släpper pumpen omedelbart. Vattnet tas från en kall del lågt i krets B med lägre temperatur och slängs in i reaktortankens nedre del och når bakvägen tydligen även in i krets A.

Det innebär att kallt vatten slängs in i härden underifrån och upp i en torr och delvis glödande härd. Härden får en temperaturchock. Avsevärda skador bör ha uppstått. Det är troligt att man nu har en delvis "kompakterad" härd med sammanrasade delar som i fortsättningen inte tillåter samma vattengenomströmning som förut.

Pumpen i krets B stannas nu eftersom den går tom. Reaktortrycket når sitt högsta tillåtna värde och blockeringsventilen måste öppnas igen. Trycket faller då liksom nivån i tryckhållningstanken. Högtrycksinsprutningen startas också manuellt, vilket dels bidrager till trycksänkningen, dels ökar mediemängden i systemet.

I första hand fylls kalla benen och fallspalten i reaktortanken. Hade härden varit i normalt skick skulle även de övre delarna av reaktortanken ha fyllts. Så sker inte – den delvis sammanrasade och heta härden gör att tryckfallet genom härden blir onormalt stort. Härdens översida avger överhettad ånga och gas ut till varma benen. Ånggeneratorerna fylls upp underifrån och även tryckhållningstanken fylls med kallt vatten via sprayledningen som är ansluten till ett av de kalla benen.

Under detta skede ökar strålningsnivåerna kraftigt i inneslutningen, i hjälpsystembyggnaden och i olika ventilationssystem. Klockan 07.24 utlöses allmänt larm med anledning av de höga och ökande strålningsnivåerna inom anläggningen. Denna larmnivå innebär enligt gällande föreskrifter att lokala och delstatliga myndigheter liksom NRC underrättas om att man befinner sig i ett tillbudsförlopp som möjligen kan leda till allvarliga radiologiska följdverkningar för allmänhetens hälsa och säkerhet. Det innebär vidare att ett antal mätlag sänds ut för att mäta strålningsnivåerna utanför anläggningen.

Klockan 07.46 iaktas en hastig ökning av trycket med omkring 20 bar (2 MPa), en lika hastig ökning av temperaturen i kalla benen och en stegring av neutronflödet utanför tanken. Även nivån i tryckhållningstanken

ökar snabbt. Denna kombination av snabba förändringar i ett antal mätvärden har endast iakttagits vid just detta tillfälle. Någon entydig förklaring föreligger ännu ej, men olika alternativ diskuteras i expertbilagorna.

Ett alternativ är att heta delar av den svårt skadade härden rasar ner i det vatten som nu fylls på underifrån. Detta ger en häftig ångstöt. Eftersom den sammanrasade härden i stort sett blockerar flödet uppåt slängs hett vatten bakåt upp genom fallspalten och ut i kalla benen. När fallspalten fylls med en ångemulsion i stället för vatten får man ett ökat neutronflöde utanför tanken.

Ett annat alternativ som inte kan uteslutas är att en kedjereaktion startar i någon del av härden när vatten fylls på underifrån. Vid denna tidpunkt är styrstavarna svårt skadade och borkoncentrationen i det vatten som går in i härden är ej känd med någon större säkerhet. Kedjereaktionen ger en häftig värmeutveckling. Detta ger en ångstöt med i stort sett samma verkningar som ovan.

Även andra förklaringar kan finnas. Klart är att själva häftigheten i förloppet tyder på att härden ytterligare skadas och rasar samman vid denna tidpunkt.

Tiden 3 timmar 46 minuter – 7 timmar 30 minuter (07.46–11.30)

Efter den häftiga tryck- och temperaturstöten klockan 07.46 går systemet in i ett mycket lugnt skede. De kalla benen svalnar ner. De varma benen lägger sig vid en nästan konstant temperatur kring 400°C. Härden ger tydligen ifrån sig het ånga och gas utan tecken på svalning. Möjligen bidrar värmen från det radioaktiva sönderfallet av de fissionsgaser som samlats i varma benen till de höga temperaturer som uppmäts där.

Under detta skede och tidigare ligger temperaturerna från ett antal mät-punkter omedelbart över härden över gränsen för vad instrumenten i kontrollrummet kan visa (max 370°C). Datorskrivaren skriver då ut frågetecken för dessa värden. Mellan klockan åtta och halv tio mäter dock en tekniker med hjälp av voltmeter direkt de erhållna spänningarna från ett antal termoelement ovanför härden och beräknar därav temperaturerna. Dessa ligger i flera punkter mellan 900 och 1400°C. Det förefaller dock som om man i kontrollrummet vid detta tillfälle fäster föga tilltro till dessa värden.

Operatörerna prövar under detta skede olika vägar för att få igång kylmedels-cirkulationen i systemet. Fram till omkring klockan 9.20 prövar man att köra med låga tryck i systemet. Därefter trycksätter man och fram till omkring klockan 11.30 kör man med högt tryck i systemet (se figur 5.3). Inget av detta påverkar systemet nämnvärt. Man har en mycket oklar uppfattning om hur mycket kylmedel man har i systemet. Man tror omväxlande att systemet är fullt och att man har ång- och gasblåsor i

systemet. Även i efterhand har det visat sig svårt att fastställa mängden kylmedium i systemet under detta skede.

Systemets uppträdande kan förklaras av att det är uppdelat i två delar åtskilda av den sammanrasade, kompakterade härden. Den ena delen består av utrymmet över härden inne i reaktorkärlet samt de två varma benen. Den andra delen består av utrymmet under härden och fallspalten kring härden i reaktorkärlet samt de kalla benen. De kalla benen inklusive ånggeneratorernas primärsidor utgör en stor buffertvolym mellan de två systemdelarna. Denna volym kan ta upp betydande förändringar i mängden kylmedel.

Trycket i systemet byggs upp av överhettad ånga och vätgas, som avgår från härdens topp. Ångan alstrats genom att vatten tillförs i härdens botten och långsamt tränger upp genom porerna i den kompakterade härden. Detta innebär att trycket i systemet byggs upp från reaktorkärlet och ej som normalt från tryckhållningstanken. Den senare är fylld med relativt kallt vatten och värmarna är mer eller mindre ur funktion under detta skede. Genom att trycket inte byggs upp i tryckhållningstanken utan i reaktorkärlet kan vattnet i tryckhållningstanken ej tömmas ner i reaktorkärlet. Anslutningsledningen mellan tryckhållningstanken och heta benet bildar ett vattenlås som förhindrar detta.

Tiden 7 timmar 30 minuter – 10 timmar 30 minuter (11.30–14.30)

Klockan 11.30 finner man att de vidtagna åtgärderna inte leder någon vart. Man bestämmer sig nu för att sänka trycket i systemet så att man kan kyla ned det s.k. resteffektkylsystemet, som endast kan arbeta vid lågt tryck. Sänks trycket tillräckligt kan också de s.k. ackumulatortankarna gå in och översvämma härden om den nu är blottlagd, vilket man är osäker om.

Blockeringsventilen öppnas och en två timmar lång trycksänkning följer (se figur 5.3). Högtrycksinsprutningen blockeras och det är möjligt att man nu ånyo torrlägger härden helt eller delvis. Totalt sett bör mängden kylmedium ha minskat under detta skede.

Akkumulatortankarna kopplas automatiskt in någon gång mitt under perioden men relativt litet vatten flödar in i reaktorn. Detta kan förklaras med att dessa tankar står i nivå med härdtoppen och med en kompakterad härd är det bara några kubikmeter som behövs för nivåutjämning. Vattnet kan inte kyla härden eller reaktorkärlets nedre delar. Inflödet leder dock till en viss tryckstegring och en sakta sänkning av temperaturerna i varma benen. Man kommer dock inte tillräckligt lågt i tryck för att kunna koppla in resteffektkylsystemet. Mot slutet av skedet återupptas högtrycksinsprutningen.

Försöket att sänka trycket genom avblåsning har lett till att stora mängder vätgas som alstrats under härdskadeförloppet frigörs från primärkretsen

till reaktorinneslutningen. Klockan 13.50 hör man en dov smäll i kontrollrummet och observerar på instrumenten en snabb tryckstegring på omkring 2 bar (0,2 MPa) i inneslutningen. (Det är ungefär hälften av vad inneslutningen är konstruerad för att tåla under lång tid. För kortvariga tryckstötter är tåligheten än högre). Tryckstöten beror på en explosionsartad vätgasbrand i inneslutningen. Denna slutsats drar man dock i kontrollrummet först omkring ett dygn senare. Vid denna tidpunkt tror man visserligen att härden är skadad så att kapslingen brustit och de radioaktiva ädelgaserna kommit ut, men man anser fortfarande inte att temperaturen kunnat bli så hög att vätgas kunnat bildas genom en zirkoniumvattenreaktion.

Tiden 10 timmar 30 minuter – 13 timmar 30 minuter (14.30–17.30)

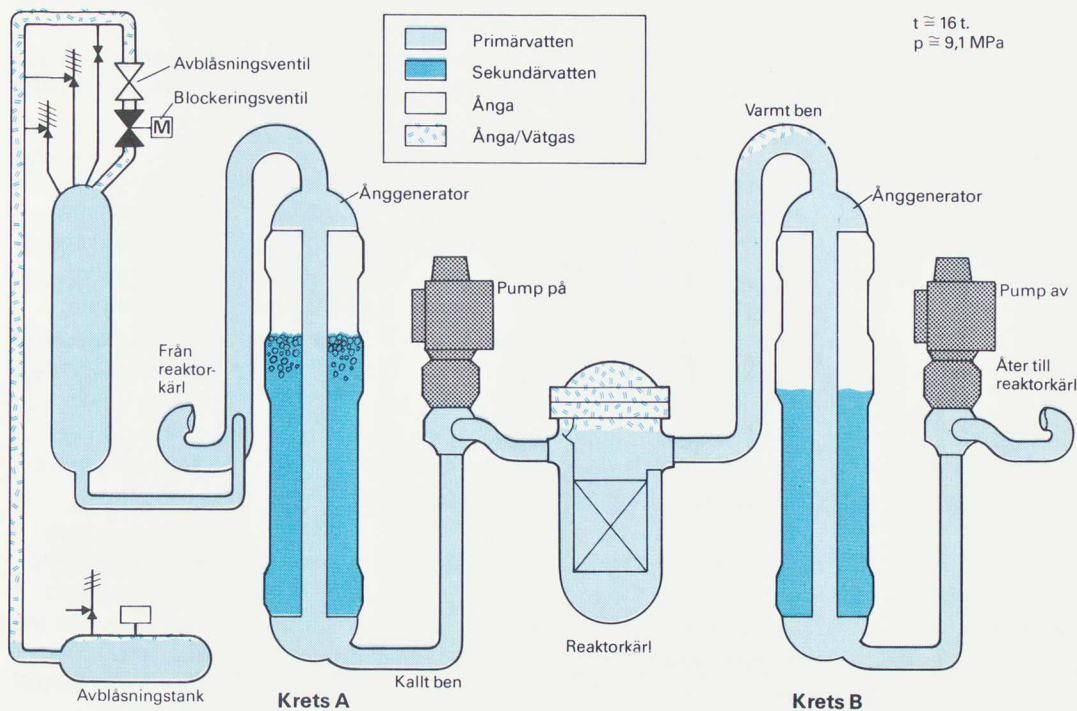
Trycksänkningen ger sålunda inte avsett resultat men det tidigare förhållandevis låsta läget löses nu upp. Temperaturerna i varma benen sjunker och sannolikt börjar tryckhållningstanken värmas upp redan vid ingången till skedet. Tanken övertar nu trycksättningen och det leder i sin tur till att tryckhållningstanken töms ner i reaktorsystemet. De omkring 20 kubikmeter som töms ner är tillräckligt för att fylla utrymmet ovanför härden, delar av varma benen och även de delar av kalla benen som är tomma för tillfället.

Systemet är numera normalt, med undantag av den kompakterade härden och den ånga och gas som fortfarande står i de övre delarna på de varma benen. Ytterligare vatten tillförs också genom "Make up"-pumparna.

Tiden 13 timmar 30 minuter – 16 timmar (17.30–20.00)

Man beslutar sig nu för att trycka systemet fullt med vatten för att senare starta en huvudcirkulationspump. Det tar någon timma att komma upp i arbetstryck och sedan väntar man ytterligare någon timma vid fullt tryck innan man provar pumpstart. Klockan 19.30 stöter man igång en huvudcirkulationspump i krets A för ett kort ögonblick och klockan 19.50 startar man den för gott. Med detta löper alla temperaturer i varma och kalla benen samman. Alla hindrande gas- och ångblåsor har svepts bort. Operationen har lyckats (figur 5.7).

Vilken väg cirkulationen går kan dock inte fastställas. Huvuddelen av flödet går dock troligen rätt väg genom krets A för att sedan fortsätta baklänges genom krets B medan mycket litet behöver gå genom härden. Den kan fortfarande vara hoprasad, kompakterad eller hopsintrad av smälta delar med endast porer som släpper igenom vatten och avger gas. Temperaturerna inne i bränslet i härden kan fortfarande vara höga. Från och med den tidpunkt då ackumulatorerna och tryckhållningstanken flödat in vatten bör dock bor finnas igen inne i härden som kan hindra kedje-reaktionerna från att starta igen.



Figur 5.7
Tillståndet i reaktorsystemet ca 16 timmar efter snabbstoppet. Cirkulation och kylning genom krets A har återställts. Härden är täckt med vatten men i toppen på reaktorkärlet finns en sammanpressad gasbubbla. (Källa: NSAC-1)

En månad senare lyckas man gå över från pumpcirkulation till naturlig cirkulation. Eftersom den senare förutsätter strömning genom härden är det därför mest troligt att starten av en huvudcirkulationspump bryter upp några passager i den sammanrasade härden.

Tiden efter 16 timmar (Klockan 20.00 den 28 mars)

Efter starten av en huvudcirkulationspump pendlar temperaturerna i såväl varma som kalla benen kring 140°C och faller långsamt. Trycket går ner till cirka 100 bar (10 MPa) och faller långsamt mot cirka 70 bar (7 MPa). Temperaturen i härden är varierande med toppar på 300°C och vissa värden utanför instrumentens mätområde som ligger vid max 370°C.

Den gas som blockerat cirkulationen i kretsarna har svepts bort av pumpflödet. Man kan förutsätta att mycket av denna gas går runt som en emulsion i systemet. Gas som kan ha stått inne i reaktorkärlet i dess topp bör också ha svepts bort åtminstone till i höjd med röranslutningarna. Även denna gas bör finnas som små bubblor i emulsionen. Allra överst i reaktorkärlet kan en obruten gasbubbla finnas kvar. Med den låga temperaturen och det höga tryck som råder löses också en stor mängd gas i vattnet.

Tryckhållningstanken är nu varm och normal trycksättning sker med hjälp av ångvolymen i tryckhållningstankens topp. Detta tillstånd varar i flera dygn.

I samband med inmatningen av nytt vatten i systemet finner man att ångvolymen i tryckhållningstanken ej pressas samman i den grad man väntat sig. Ej heller stiger trycket som väntat. Härav drar man slutsatsen att det finns gasbubblor i systemet. Beräkningar görs på vilken volym dessa skulle motsvara. Man kommer till resultat kring 35 kubikmeter. Andra beräkningar ger lägre värden. Man bedömer att gasen främst är vätgas. Efter omkring ett dygn har man nu fått fram så mycket analyser och mätvärden att man inser att härden blivit så överhettad att en zirkonium-vattenreaktion ägt rum. Man erinrar sig i detta sammanhang också tryckstöten i inneslutningen klockan 13.50 på onsdagen och inser att en vätgasbrand ägt rum i inneslutningen.

Under fredagen blir man inom NRC:s huvudkontor i Washington orolig att gasbubblan i reaktorkärlet kunde innehålla både vätgas och syrgas, d. v. s. att man kunde få en explosiv knallgasblandning. Syret skulle i så fall komma från sönderdelning (radiolys) av vatten vid den höga strålnivå som rådde i reaktorsystemet. Man räknar på denna radiolys under fredagen och lördagen och kommer fram till oroande höga knallgashalter. Man gör därvid det felet att inte ta hänsyn till att det råder överskott på vätgas i systemet. Under rådande förhållanden med hög gammastrålningsnivå återförenas det syre som bildas genom radiolys omedelbart med väte och ger vatten igen (jämför expertutredning om vätgasproblemet i bilagorna). Lättvattenreaktorer körs alltid med överskott på vätgas i kylvattnet för att få bort syret och på så sätt förhindrar korrosion. Det förelåg alltså aldrig någon explosionsrisk i reaktorkärlet. Såväl kärnkraftsindustrins experter som vissa experter inom NRC inser snabbt detta. Dispyten mellan olika expertgrupper kring explosionsrisken varar dock till söndag eftermiddag då man blir allmänt övertygad om att någon explosionsrisk inte föreligger. Under perioden fredag-söndag får såväl lokala och delstatliga myndigheter som massmedia motstridiga uppgifter om explosionsrisken från olika tjänstemän vid NRC och från industrin. Detta bidrar till att skapa stor förvirring, inte minst i evakueringsfrågan.

Under de närmaste dygnen efter olyckan avgår vätgasen i systemet sakta genom avblåsning från tryckhållningstanken, genom läckage i pumptätningarna samt genom "Let down"-systemet, där trycket lättas av. Avblåsningen och läckaget av vätgas till reaktorinneslutningen gör att man där mäter vätgashalter på 1-1,7%. Detta är under antändningsgränsen, men man är medveten om att högre halter kan innebära risker. Man sätter därför in rekombinatorer (anordningar för att återförena vätet och syret till vatten) för att hålla vätgashalterna nere. Rekombinatorerna måste dock förses med extra strålskydd och det tar några dygn innan de kan tas i drift.

Ett nytt problem kommer upp när operatörerna vill sänka trycket och gå över till annan kylning. Man ställer då frågan vad som händer om gasen i systemet utvidgas – kan en gasblåsa i reaktorns topp utvidgas nedåt och på nytt avtäcka härdens topp?

Denna fråga blir föremål för hårda diskussioner tills man efter någon vecka finner att man blivit av med så mycket gas att kvarvarande volym ej längre kan nå härdtoppen.

Efteråt kan man se att farhågorna för härdavtäckning troligen grundat sig på en felaktig tankemodell – en modell med absolut åtskillnad mellan gas och vatten. Rätt modell är antagligen att gas som expanderar ner från reaktorns övre del mot härdtoppen svepts bort av det mycket häftiga vattenflödet från huvudcirkulationspumpen och återfinns i den emulsion som pumpas runt. En expanderande gasblåsa kan därför inte ha utgjort någon fara för kylningen.

Efter en vecka kan trycket i systemet sänkas och efter en månad kan man gå över till naturlig cirkulation. Det sistnämnda tyder på att strömningsvägar genom härden brutits upp, sannolikt då redan vid pumpstarten kring klockan 20.00 den 28 april.

Härdskadorna

Den verkliga omfattningen av skadorna på härden i TMI-2 kan inte fastställas förrän reaktorkärlet har öppnats. Detta kan troligen tidigast ske om något eller några år. Man kan dock dra ett antal slutsatser om skadornas omfattning på grundval av analyser av det värme- och ångtekniska (termohydrauliska) förloppet, analyser av det radioaktiva innehållet i vattnet i reaktorsystemet och inneslutningen, etc. Kemenykommissionens tekniska expertstab kommer på sådana grunder fram till följande bedömning av härdskadorna:

- 90% eller mer av kapslingsrören har troligen spruckit upp.
- 44–63% av zirkoniumkapslingen har oxiderats. De övre 60–70% av härden har förlorat sin mekaniska hållfasthet.
- Bränsletemperaturerna översteg 1900°C i 40–50% av härden. Temperaturerna kan ha överskridit 2200°C i 30–40% av härdvolymen.
- En del av urandioxiden kan ha övergått i flytande form vid temperaturer klart under urandioxidens smältpunkt (2850°C) genom att en delvis oxiderad zirkoniumsmälta har bildats vid cirka 1900°C. Urandioxiden kan lösas i en sådan smälta vid direkt kontakt. Den mängd bränsle som smält på detta sätt uppskattas dock vara liten.
- En fortgående urlakning av radioaktiva ämnen till kylvattnet tyder på att en del av bränslet kan vara i finfördelad form.

- En del av härden rasade troligen ihop efter 226 minuter (se beskrivningen av händelseförloppet).
- Delar av styrtavarna har troligen smält men deras beståndsdelar finns troligen kvar i härden.
- Kedjereaktioner kan ej starta i härden (d.v.s. den kan ej bli kritisk igen) oberoende av styrtavornas tillstånd så länge borhalten i vattnet överstiger 3200 ppm (miljondelar). För närvarande upprätthålls en borhalt om 3500 ppm.

De svenska experter som granskat det amerikanska materialet har kommit fram till i stort sett samma slutsatser (se expertbilagorna).

Nuvarande läge. Uppröjningsarbetet

Trycket i reaktorsystemet var i augusti 1979 cirka 20 bar (2 MPa). Vattentemperaturen var cirka 70°C. Vattnet i primärsystemet, totalt cirka 340 kubikmeter, är starkt förorenat med radioaktiva ämnen. I reaktorinneslutningen finns radioaktiva gaser, främst krypton-85, samt cirka 2400 kubikmeter vatten, även det förorenat av stora mängder radioaktiva ämnen. Strålningsnivån är så hög att ingen kan gå in i inneslutningen. På grund av diverse småläckor stiger vattnet i inneslutningen sakta. Enligt uppgifter från NRC räknar man dock med att det kan ta närmare ett år eller mer innan vattennivån når så högt att den kan skada utrustning av betydelse för det fortsatta uppröjningsarbetet.

I förvaringstankar i hjälpsystembyggnaden finns omkring 1440 kubikmeter radioaktivt förorenat vatten. Anordningar (s.k. jonbytarfilter) har byggts upp för att pumpa ut och rena vattnet i hjälpsystembyggnaden. De togs i drift i oktober. Enligt NRC fungerar utrustningen tillfredsställande och man räknar med att det kommer att ta två till tre månader att behandla vattnet i hjälpsystembyggnaden. NCR ser för närvarande inga problem med den totala tankkapaciteten vid TMI-anläggningen. Det innebär dock att man måste använda TMI-1:s tankar som reserv. Det är bl.a. därför som detta block tills vidare inte kan tas i drift igen.

Man räknar med att använda liknande teknik för att ta hand om vattnet i inneslutningen. Alla berörda hälsovårds- och strålskyddsmyndigheter samt domstolar har dock ännu ej gett tillstånd att börja uppröjningsarbetet i inneslutningen.

Kostnaderna

Kemenykommissionen framhåller att uppröjningsarbetet efter haveriet i TMI-2 innebär arbetsuppgifter av hittills unik omfattning och komplexitet för kärnkraftsindustrin, även om man i huvudsak kan bygga på välkänd teknik, t.ex. från uppdragsanläggningar. Kemenykommissio-

nen har uppskattat kostnaderna för uppröjningsarbetet till mellan 400 och 900 miljoner kronor och räknar med att arbetet tar åtminstone två år. Totalt räknar Kemenykommissionen med att haveriet kommer att kosta mellan 4 och 9 miljarder kronor varav drygt hälften är kostnaderna för att ersätta bortfallet i elkraftproduktion. Denna uppskattning förutsätter att TMI-2 kan repareras och tas i drift inom några år. Annars kan kostnaderna, speciellt för ersättningskraften, bli avsevärt högre.

5.3 Radiologiskt händelseförlopp

Utsläpp av radioaktiva ämnen

Inom de två första timmarna efter snabbstoppet, d.v.s. före klockan 06.00, erhöles flera strålningslarm från reaktorinneslutningen. Det berodde på att mindre mängder radioaktiva ämnen, som även under normal drift förekommer i reaktorvattnet, strömmade ut genom den öppna avblåsningssventilen. Cirka 30 kubikmeter av det vatten som kom ut genom ventilen pumpades under den första halvtimmen ut ur inneslutningen och över till en tank i den s.k. hjälpsystembyggnaden. Tanken svämmade över och vattnet kom ut på golvet i hjälpsystembyggnaden. Detta vatten var ej särskilt radioaktivt. Det gav enligt mätningar ej nämnvärt förhöjda strålningsnivåer i hjälpsystembyggnaden. Utpumpningen upphörde klockan 04.38 och återupptogs inte.

I och med att reaktorhärden började överhettas vid sextiden frigjordes i första hand stora mängder radioaktiva ädelgaser och jod i reaktorsystemet och spreds vidare till inneslutningen. Med början klockan 06.22, d.v.s. 142 minuter efter snabbstoppet, kom en stor mängd larm om höga strålningsnivåer i inneslutningen. Nivåerna fortsatte att stiga och strålningslarm kom efter hand även från andra delar av anläggningen.

Reaktorinneslutningen isolerades automatiskt på signal om förhöjt tryck klockan 07.56, d.v.s. cirka 1,5 timmar efter det att allvarliga skador på bränslet börjat uppträda. Innan inneslutningen isolerades fanns flera möjliga läckagevägar för framför allt radioaktiva gaser till i första hand hjälpsystembyggnaden och vidare till atmosfären. Operatörerna bröt omedelbart isoleringen för de system som renar och borerar kylvattnet i reaktorn. Detta var nödvändigt, bl.a. eftersom en fortsatt tillförsel av borerat vatten till reaktorn ansågs nödvändig för att säkerställa att kedjereaktionen ej startade på nytt. Genom att reningssystemet ej kunde isoleras helt kvarstod ett mindre antal utsläppsvägar för radioaktiva ämnen via läckor i packningar, ventiler etc. Enligt Kemenykommissionens analys har större delen av utsläppen gått via sådana vägar. Att automatisk isolering av reaktorinneslutningen inträffade rätt sent i haveriförloppet har enligt Kemenykommissionen haft ringa betydelse för de faktiska utsläppen.

Senare i haveriförloppet (under den 29 och 30 mars) hade så mycket gaser från den skadade härden samlats upp i reningssystemets tankar att man fick problem. Tidigt på morgonen den 30 mars fann operatörerna det nödvändigt att lufta av en tank i reningssystemet via ventiler och ledningar som man visste läckte till omgivningen. Utsläppen ledde till att man i en helikopter omedelbart ovanför kraftverket mätte strålnivåer på 1200 millirem per timme. Enligt Kemenykommissionens undersökningar kom detta uppmätta värde att blandas samman med en vid samma tidpunkt relativt pessimistiskt beräknad strålnivå vid markytan omedelbart utanför kraftverksområdet. Detta, jämte ofullständiga kunskaper om risken för framtida utsläpp, bidrog till att NRC m.fl. myndigheter föreslog delstaten Pennsylvanias guvernör en partiell evakuering. På middagen den 30 mars utfärdade guvernören också en rekommendation om frivillig evakuering av havande kvinnor och barn inom 8 kilometers avstånd från TMI. Under de följande dagarna minskade utsläppen snabbt.

Läckaget av radioaktiva ämnen till hjälpsystembyggnaden, framför allt via reningssystemet för reaktorvattnet, gav problem även inom anläggningen. Från hjälpsystembyggnaden spreds främst radioaktiva gaser till andra delar av anläggningen, inklusive kontrollrummet. Personalen där utsattes aldrig för någon större fara. Genom att de tidvis måste bära skyddsmasker fick de dock bl.a. svårt att tala med varandra. Det var vidare nödvändigt att personal vid olika tillfällen gick in i hjälpsystembyggnaden, bl.a. för att kontrollera vissa system och ta vissa prov. Dessa personer, som var strålskyddsutbildade, utsatte sig frivilligt och delvis genom slarv för höga stråldoser – upp till eller möjligen något över tillåten årsdos. Det var också brist på lämpliga strålningsmätare.

För att minska utsläppen till omgivningen prövade man att stänga ventilationen i hjälpsystembyggnaden. Detta gav dock sådana problem med ökade strålnivåer inom anläggningen att man fick slå på ventilationen igen.

Kärnkraftverket var dåligt utrustat för att säkert mäta omfattningen av radioaktiva utsläpp långt över normala driftutsläpp. Detta gjorde att de beräkningar av radioaktiva utsläpp och stråldoser som amerikanska myndigheter lade fram kort tid efter olyckan kritiserades för vissa osäkerheter. De mera ingående analyser som bl.a. Kemenykommissionen låtit utföra visar dock att dessa beräkningar i allt väsentligt var riktiga.

Enligt Kemenykommissionen släpptes under tiden 28 mars – 27 april ut 2,4–13 miljoner curie ädelgaser (huvudsakligen xenon-133) och 13–17 curie jod (huvudsakligen jod-131). Enligt NRC torde dessa utsläpp av radioaktiva ädelgaser sammanlagt uppgå till maximalt tillåtna utsläpp från 10–15 års normal drift. Utsläppen av radioaktiv jod och andra radioaktiva ämnen (i den mån de senare överhuvud taget varit mätbara) har enligt NRC legat under maximalt tillåtna utsläpp från ett års normal drift. Det gäller även de mindre mängder radioaktiva ämnen som funnits i utsläpp av avloppsvatten till Susquehannafloden.

Enligt Kemenykommissionens analyser innehöll reaktorhärden vid TMI-2 omkring 150 miljoner curie xenon-133 vid haveriet. Den utsläppta mängden motsvarar således 2–9% av härden totala innehåll. Innehållet av jod-131 i härden uppskattas enligt Kemenykommissionen till cirka 60 miljoner curie. Omkring hälften härav frigjordes troligen vid härdhaveriet. Bara två tiomiljondelar av det totala härdeninnehållet av jod kom således ut till omgivningen. Till helt övervägande del fångades joden upp av vattnet i reaktorsystemet och inneslutningen. I ventilationssystemet på TMI-2 fanns även filter med aktivt kol för att begränsa jodutsläppen. Dessa filter visade sig dåligt underhållna. Hade de varit i fullgott skick hade jodutsläppen blivit drygt tio gånger lägre än som nu blev fallet.

Nuvarande läge

Enligt Kemenykommissionen innehåller vattnet i TMI-2:s primärsystem, reaktorinneslutning och olika uppsamlingstankar cirka 850 000 curie långlivade klyvningsprodukter, framför allt cesium-137 (halveringstid 30 år) strontium-89 (halveringstid 51 dygn) och strontium-90 (halveringstid 29 år). Atmosfären i inneslutningen innehåller cirka 51 000 curie av den radioaktiva ädelgasen krypton-85 (halveringstid 10,7 år). De jod- och xenon-isotoper som dominerade strålningsbilden de första veckorna har så korta halveringstider att de nu helt klingat av. Av de hundratals miljoner curie av dessa ämnen som fanns i härden vid haveritillfället återstår nu långt under en curie.

Hur det radioaktivt förorenade vattnet avses tas om hand har redan beskrivits. Kryptongasen kan bli ett problem. I och för sig kan man ventilerade den till atmosfären över en period av något år utan att därigenom överskrida av NRC tillåtna normaldriftutsläpp från andra reaktorer. Det är dock osäkert i vad mån lokala myndigheter kommer att tillåta detta. Flera metoder att isolera och långtidsförvara aktiv kryptongas finns dock.

Stråldoser till de anställda

Under perioden mars till juni 1979 fick de anställda vid TMI en kollektivdos om cirka 1 000 manrem. Normal kollektivdos per år vid svenska kärnkraftverk ligger i området 100–200 manrem. Mellan 200 och 300 anställda fick under denna tid stråldoser i området 0,5–3 rem. Normalt utsätts mindre än en anställd per månad för doser i detta område. Tre anställda fick doser i området 3–5 rem. Det skedde under själva haveriveckan.

Hittillsvarande erfarenheter från uppröjningsarbetet efter juni 1979 pekar enligt Kemenykommissionen på årsmedeldoser till de anställda av storleksordningen 0,5–0,6 rem. Det torde ligga nära genomsnittet för anställda vid amerikanska kärnkraftverk, men är cirka två till tre gånger mer än genomsnittlig årsdos till personal vid svenska kärnkraftverk. Hittills under uppröjningsarbetet vid TMI har vid ett tillfälle fem anställda fått hud- och extremitetsdoser över det tillåtna – dock ej helkroppsdoser.

Stråldoser till allmänheten

Utsläppen av ädelgas har enligt olika amerikanska studier givit kollektivdoser på mellan 2000 och 5000 manrem till den befolkning om cirka 2 miljoner som bor inom 80 kilometers avstånd från TMI. Kemenykommissionen stannar för sin del vid siffran 2000 manrem. Då har man tagit hänsyn till att de som befinner sig inomhus när den radioaktiva luftmassan passerar i viss mån är skärmade från strålningen.

De amerikanska myndigheternas dosberäkningar har kritiserats för att de ej utsträckts längre från TMI. Reaktorsäkerhetsutredningen har låtit strålskyddsinstitutet utföra sådana beräkningar. Resultaten visar att kollektivdostillskottet för övriga delar av Nordamerika uppgår till omkring 2500 manrem för ädelgasutsläpp om 12–13 miljoner curie, d. v. s. den troliga övre gränsen för utsläppen. Då har ej heller hänsyn tagits till nedsatt stråldos inomhus.

Med användning av EK-A:s (energikommissionens expertgrupp för säkerhet och miljö) antaganden om cancerriskens storlek vid låga stråldoser skulle det högsta av de angivna värdena på kollektivdosen kunna leda till totalt ett par extra cancerfall bland befolkningen i vindriktningen från TMI. Med Kemenykommissionens dosuppskattning blir det förväntade antalet cancerfall lägre. Antalet allvarliga årtfliga skador kan över all framtid förväntas bli högst lika stort som antalet tillkommande cancerfall.

Kemenykommissionen uppskattar den maximala dosen som någon enskild individ bland allmänheten fått till cirka 70 millirem. Omkring 260 individer beräknas ha fått doser mellan 20 och 70 millirem. Alla övriga fick troligen doser under 20 millirem. Den årliga naturliga bakgrundsdosen i området uppskattas till 120 millirem. 760 personer som bodde inom 5 kilometers avstånd från TMI mättes under första hälften av april 1979 i s. k. helkroppsräknare för att bestämma eventuellt onormalt upptag av radioaktiva ämnen. Ingen visade värden över det normala.

Mjölksprov från getter och kor i området analyserades med avseende på radioaktiv jod och cesium. De högsta jodhalterna – 41 picocurie (biljondels curie) per liter – ligger 300 gånger lägre än av amerikanska myndigheter tillåtna halter. Ingen förhöjning av cesiumhalten uppmättes.

5.4 Orsaksanalys

Att ett inledningsvis normalt snabbstopp utvecklades till ett allvarligt hårdhaveri berodde på en invecklad kedja av delorsaker. I det följande diskuterar vi vissa viktigare länkar i denna kedja. Vi tar också upp några mindre viktiga länkar eftersom de tidigare ansetts betydelsefulla. Orsaksanalysen är uppdelad i tekniska fel och operatörsfel även om det i många fall är svårt att dra en klar gräns. Det är också klart att flertalet tekniska fel ej beror på slumpartade komponent- och materialfel utan fastmer på

mänskligt felhandlande vid konstruktion, säkerhetsgranskning, kvalitetskontroll, utbildning och underhåll.

Tekniska fel

Stopp i matarvattnet på sekundärsidan:

Det är osäkert om detta skall betecknas som ett tekniskt fel eller ett mänskligt felhandlande. Anläggningen är dock konstruerad för att klara driftstörningar av denna typ. Att just detta blev den utlösande händelsen bör därför ej tillmätas någon större vikt.

Utlösningen av snabbstopp:

Turbinstopp utlöser inte direkt reaktorsnabbstopp utan först indirekt med cirka 8 sekunders fördröjning. En direkt utlösning skulle ha minskat sannolikheten för att avblåsningsventilen behöver öppna vid denna typ av snabbstoppsförlopp. Därmed skulle sannolikheten för ett haveri av denna typ ha minskat men ej bortfallit.

Avblåsningsventilen:

Att avblåsningsventilen hängde sig i öppet läge var av avgörande betydelse för haveriförloppet. Det var känt av Babcock & Wilcox och NRC att detta ej var någon ovanlig händelse. Vid nio tillfällen hade ventilen fastnat på Babcock & Wilcox-reaktorer och vid åtminstone två tillfällen på tryckvattenreaktorer av andra fabrikat. Ändå var själva ventilen ej försedd med givare som i kontrollrummet direkt visade ventilläget. I stället gav olika instrument information om ett eventuellt ångflöde från ventilen. Denna information var ej klar och entydig om – som i detta fall – dels ventilen hade småläckt en tid, dels nyligen hade blåst som ett led i ett normalt händelseförlopp.

Ånggeneratorernas konstruktion:

De ånggeneratorer av genomströmningstyp som Babcock & Wilcox använder har relativt liten vattenvolym på sekundärsidan. Vid bortfall av matarvattnet som vid TMI kokar de snabbt torrt. Denna egenskap hos konstruktionen har möjligen bidragit till häftigheten i förloppet de första minuterna. Analysen visar dock att detta ej haft nämnvärd betydelse för det fortsatta förloppet. Att ånggeneratorernas kalla ben i Babcock & Wilcox-konstruktionen ligger under hårdnivån bidrog möjligen i vissa skeden till en snabbare kylvattenförlust från härden än i andra konstruktioner.

Anslutningsledningen till tryckhållningstanken:

Denna är på Babcock & Wilcox-reaktorn så utformad att den under vissa förhållanden bildar ett vattenlås som förhindrar att tryckhållningstanken töms ner i reaktorsystemet. Analyser visar att detta ej hade någon betydelse så länge avblåsningsventilen stod öppen. Däremot kan det ha haft

en viss betydelse senare i förloppet, men då var härden redan allvarligt skadad.

Utlösning av isolering av inneslutningen:

Att isoleringen av inneslutningen ej utlöstes tidigare är i och för sig en brist vid denna typ av tillbud. Analysen visar dock i detta fall att förhållandet var av ringa betydelse för de faktiska utsläppen av radioaktiva ämnen.

Läckor i primärkretsens reningssystem:

Läckor i de delar av primärsystemet som går ut i hjälpsystembyggnaden visade sig vara av avgörande betydelse för de utsläpp av radioaktiva ämnen som skedde. Bättre möjligheter att isolera de utrymmen där dessa system finns och möjligheter att ventiler systemen åter till inneslutningen hade troligen förhindrat huvuddelen av de radioaktiva utsläppen.

Utformning av instrument och kontrollrum:

Här fanns en rad brister som starkt bidrog till haveriets omfattning. Några av dessa är:

- Bristande lägesindikering på avblåsningsventilen (har redan berörts).
- Bristande överskådlighet i presentationen av olika larm. Inom de första minuterna efter snabbstoppet utlöstes över 100 olika larm. Operatörerna hade föga hjälp av instrumenteringen för att sälla ut vilka larm som var viktiga när det gällde att ställa rätt diagnos på tillståndet i reaktorn.
- Brist på instrument som ger enkel information om att härdens kylning kan vara i fara, t.ex. nivåmätare i reaktortanken eller instrument som direkt visar förekomst av ånga eller gas i primärsystemet. Några sådana instrument fanns ej utvecklade för tryckvattenreaktorer. Flera viktiga instrument i kontrollrummet, t.ex. för temperaturmätning, hade otillräckligt mätområde för att ge operatörerna en klar bild av hur långt från normala driftförhållanden man befann sig.
- Avsaknad av fjärrmanövrerade ventiler som skulle gjort det möjligt att senare i haveriförloppet blåsa av vätgas och ädelgaser från reaktortank och ånggeneratorer för att underlätta återställning av kylvattencirkulationen.

Bristerna i den radiologiska instrumenteringen ledde i senare skede till svårigheter att få en klar bild av härdsador och utsläpp. Dels fanns ej instrument med tillräckligt stort mätområde, t.ex. i skorstenen och andra ventilationsöppningar, dels var många instrument ej tillräckligt skyddade för den höga strålningsbakgrund som uppstod när radioaktiva ädelgaser spreds i hjälpsystembyggnaden.

Mänskligt felhandlande

Felställda hjälpmatarvattenventiler:

Att man ej upptäckte att dessa ventiler var stängda – troligen under flera dygn – får anses bero på brister i rutinerna för provning av hjälpmatarvattenpumpar och i rutinerna vid skiftbyte. Dessutom gjorde kontrollrummets utformning att operatörerna hade svårt att snabbt upptäcka avvikelser från normala driftlägen för olika ventiler. Analysen visar dock att det kortvariga bortfallet av hjälpmatarvattenflödet var av ringa betydelse för det fortsatta haveriförloppet.

Dröjsmål med att upptäcka den fastnade avblåsningsventilen:

Att det tog operatörerna 2 timmar och 20 minuter att upptäcka att avblåsningsventilen fastnat i öppet läge blev av avgörande betydelse för haveriförloppet. Operatörernas svårigheter att hitta detta fel torde i hög grad hänga samman med brister i instrumenteringen (se ovan), med att ventilen läckt under längre tid samt med brister i störningsinstruktioner och utbildning.

Stängning/strykning av högtrycksinsprutningen:

Det blev av avgörande betydelse för haveriförloppet att operatörerna ströp och tidvis helt stängde av den högtrycksinsprutning av kylvatten som utlöstes automatiskt på fallande tryck, samtidigt som nivån i tryckhållningstanken steg. Därvid bröt operatörerna mot instruktioner som säger att sådana åtgärder endast är tillåtna när såväl tryck som nivå återgått till normala värden. Vid normala snabbstoppsförlopp följs tryck och nivå åt. I utbildningen fästs stor vikt vid att följa nivån i tryckhållningstanken för att ej toppfylla den, vilket skulle kunna ge onödiga påfrestningar på reaktorsystemet och dess säkerhetsventiler. Vidare var operatörerna medvetna om att om högtrycksinsprutningen kördes för fullt under längre tid kom natronluthaltigt vatten in i systemet, vilket krävde driftavbrott under längre tid för rengöring. Däremot hade operatörerna ej utbildning i hur tryck och nivå i tryckhållningstanken uppträdde i vissa typer av mindre läckor i reaktorsystemet, speciellt då av typen öppen ventil på tryckhållningstanken.

Det kan nämnas i detta sammanhang att Kemenykommissionen vid sina undersökningar hos andra kraftföretag med Babcock & Wilcox-reaktorer hittat betydligt bättre utformade störningsinstruktioner för operatörerna. Bl.a. sägs i dessa instruktioner att nivån i tryckhållningstanken kan stiga samtidigt som trycket sjunker om man har tillbud av typen liten läcka i primärsystemet. I samband med sådana tillbud uppmanas också operatörerna i dessa instruktioner att kontrollera tryck och temperatur så att marginalen till kokning är tillräcklig.

Feldiagnos av kokning och kylmedelsförlust:

Att operatörerna ej uppmärksammade att man hade kraftig ångbildning i primärsystemet blev av avgörande betydelse för haveriförloppet, bl.a. genom att man då fick en felaktig bild av mängden kylmedel i primärsystemet. En relativt enkel jämförande analys av tre centrala mätvärden: tryck, temperatur och flöde genom huvudcirkulationspumparna skulle ha visat att ångbildning förelåg. Varken störningsinstruktioner eller utbildning gav dock operatörerna vägledning om en sådan analys.

Osäkerhet om skadornas omfattning och handlingsvägar för att återställa säker kylning av reaktorn:

Under senare skeden av haveriförloppet togs besluten om olika handlingsvägar av kraftverksledningen med stöd av en med tiden ökande stab av experter från i första hand industrin. Uppåt 70–80 personer befann sig tidvis i kontrollrummet mot normalt 5. De handlingsvägar som valdes tyder på brister i förhandskunskaperna om hur man snabbt återför en skadad tryckvattenreaktor med stora mängder gas i primärsystemet till ett tillstånd av stabil kylning av härden. Man fick pröva sig fram. Det tog också lång tid – omkring ett dygn – att komma fram till en någorlunda riktig bild av skadornas omfattning. Delvis berodde detta på att man inte uppmärksammade vissa mätdata från det första dygnet eller ansåg dem missvisande, t.ex. temperaturmätningarna i härden och tryckstöten från vätagasbranden i inneslutningen. Delvis berodde det på att det tog lång tid att få fram radiokemiska analyser på vattnet i primärsystemet, bl.a. på grund av brister i mätutrustningen och hög allmän strålningsnivå. De felbedömningar som gjordes av vissa experter när det gäller risken för en explosion i reaktortanken har tidigare berörts.

Övrigt:

I expertbilagorna finns ett antal andra fall av mänskligt felhandlande belysta, som inte var av betydelse för händelseförloppet, t.ex. avstängning av dieslarna för reservkraftförsöjningen. Det sistnämnda innebar dock en överträdelse av gällande instruktioner.

Information till myndigheter och massmedia

Det har ej ingått i vårt uppdrag att närmare studera hur informationen fungerade till lokala, delstatliga och federala myndigheter samt massmedia. Vi får här hänvisa till Kemenykommissionen och andra undersökningar. Dessa visar att det förelåg stora brister inom detta område. Det finns uppenbarligen många exempel på hur ansvariga för beredskapsplanläggning och utrymning fick ofullständig, missvisande eller motsäggande information. Några av dessa fall har berörts i tidigare beskrivning av händelseförloppet.

Brister i organisation, tillsyn och utbildning, m.m.

Kemenykommissionen och andra undersökningar pekar på åtskilliga allvarliga brister vad gäller organisation, utbildning, kvalitetskontroll och annan tillsyn, bl.a. av den löpande driften. Här kan nämnas

- Brister i löpande tillsyn och underhåll vid TMI, vilket bl.a. yttrade sig i längre tids drift med läckande avblåsningsventil, felställda hjälpmatarvattenventiler, diverse läckor i olika rör och tanksystem i hjälpsystembyggnaden samt i att diverse strålskyddsutrustning var i bristande skick, bl.a. strålningsmätare för höga strålnivåer och jodfiltren i ventilationssystemet.
- Brister i uppföljning av tidigare tillbud av liknande typ vid andra reaktorer. Kraftiga varningar från tekniker som analyserat dessa tillbud fastnade eller fördröjdes i organisationen hos Babcock & Wilcox, NRC och Metropolitan Edison. Därigenom trängde informationen ej igenom till operatörerna.
- Bristande operatörsutbildning, framför allt i att hantera störningar och tillbud av olika slag. Särskilt allvarligt var att det brast i utbildning i de kokningsförlopp som kan uppträda vid vissa typer av störningar samt att inträffade tillbud enligt föregående punkt ej fått genomslag i operatörsutbildningen. De störningsinstruktioner som fanns vid TMI för denna typ av tillbud var svårtolkade och kunde därigenom leda operatörerna in på felaktiga handlingsvägar.

Sammanfattning av orsaksanalyserna

Sammanfattningsvis kan konstateras att det allvarliga reaktorhaveriet vid TMI-2 berodde på en invecklad kedja av delorsaker som sträcker sig allt ifrån reaktorkonstruktionen, inklusive kontrollrumsutformningen, och säkerhetsgranskningen av denna till operatörsutbildning, underhållsrutiner och uppföljning av inträffade tillbud. Därigenom kom operatörerna de första timmarna av händelseförloppet att grunda sitt handlande på en felaktig bild av vad som hände i reaktorn. De kom att låsa sig vid denna felaktiga bild, bl.a. på grund av brister i instrumentering och utbildning. I den felaktiga bilden ingick att de trodde att härden var väl täckt med vatten. I själva verket kokade härden efter cirka två timmar torrt, överhettades och fick svåra skador. Även under de närmast följande dygnet hade man i kontrollrummet en ofullständig förståelse av vad som skedde och hade skett i reaktorn, trots att man då hade god tillgång till expertis utifrån.

Det kan i detta sammanhang också vara värt att citera Kemenykommissionens sammanfattning av sin orsaksanalys:

”Slutsatsen blir att medan huvudorsaken till att detta tillbud utvecklades till en allvarlig olycka var olämpliga operatörsåtgärder, så bidrog många faktorer till operatörernas handlande, såsom brister i utbild-

ningen, oklara driftinstruktioner, oförmåga hos olika organisationer att dra rätta lärdomar av tidigare tillbud och brister i utformningen av kontrollrummet. Dessa brister får tillskrivas kraftföretaget, leverantörerna av utrustningen och den statliga tillsynsmyndigheten. Vare sig operatörsfelen "förklarar" vad som inträffade i detta fall eller ej är vi därför – i ljuset av alla ovan påtalade brister – övertygade om att en olycka som den vid TMI förr eller senare var oundviklig."

5.5 Vad hade hänt om . . . ?

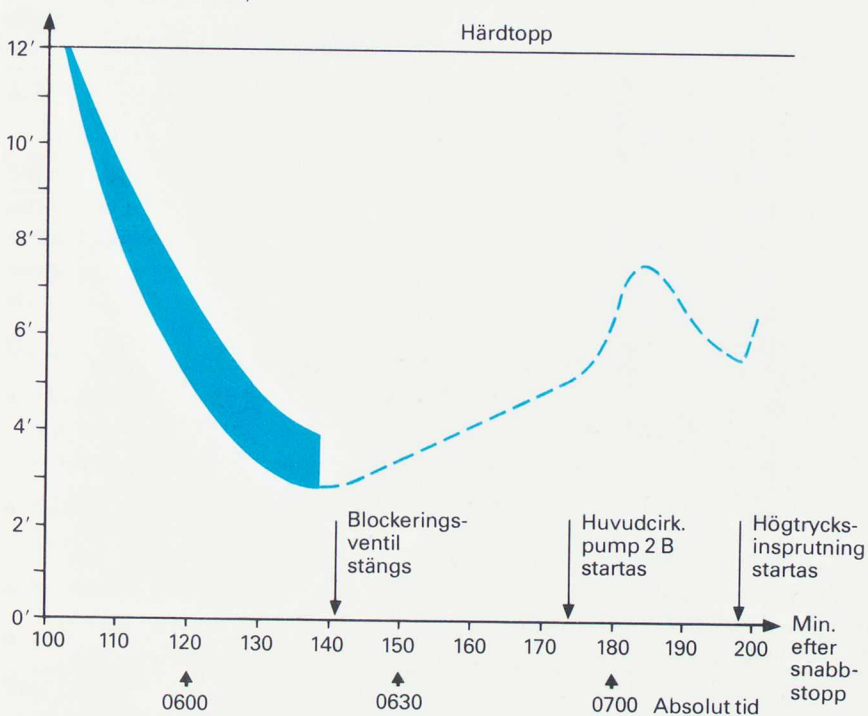
Vid analyser av ett haveriförlopp som det vid TMI-2 anmäler sig ett antal hypotetiska frågor av typen "Vad hade hänt om . . . ?" som kan besvaras mer eller mindre säkert.

En sådan fråga är: Vad hade hänt om operatörerna inom rimlig tid hade ställt rätt diagnos på händelseförloppet? Denna fråga kan besvaras säkert. De tekniska analyser som gjorts visar att operatörerna under den första timmen eller något mer kunde välja mellan flera vägar för att återställa normal kylning av härden utan allvarliga skador på reaktorn. Befintliga kylsystem var samtliga tekniskt tillgängliga och tillräckliga för detta ändamål under denna tid.

En annan fråga är: Hade haveriet kunnat leda till en omfattande härdsmälta med stora utsläpp av radioaktiva ämnen om en låt vara bristfällig kylning av härden inte återställts cirka 2,5–3,5 timmar efter händelseförloppets början? För att besvara denna fråga har Kemenykommissionen låtit analysera ett antal hypotetiska händelseförlopp. För en utförlig beskrivning hänvisas till Kemenyrapportens tekniska bilagor. Några intressanta resultat av dessa analyser är

- Under tidsperioden 2–3,5 timmar efter snabbstoppet var ett antal åtgärder av kritisk betydelse såsom stängningen av avblåsningsventilen vid tiden 2 timmar 22 minuter och fullständigt påsläpp av högtrycksinsprutningen vid tiden 3 timmar 20 minuter. Hade operatörerna dröjt med att vidta dessa åtgärder kunde en mer omfattande nersmältning av härden ha inträffat. Kemenykommissionen är försiktig med uttalanden om hur stora tidsmarginalerna var men det mesta tyder på att de var mindre än en timme. Vissa av våra egna expertanalyser antyder att tidsmarginalerna kan ha varit så små som något eller några tiotal minuter. Detta belyses översiktligt i figur 5.8 som visar hur vattennivån i härden avtog under det kritiska skedet. Ju lägre vattnet sjunker desto sämre blir ångkylningen av härdens övre delar eftersom allt mindre vatten kommer i beröring med härden och därmed kokar bort.
- Om all zirkonium i härden reagerat med vatten och bildat vätgas och vidare all denna vätgas kommit ut på en gång i inneslutningen och där brunnit eller detonerat hade inneslutningen sannolikt klarat påkänningarna.

Kylmediumnivå
(fot över härdens botten)



Figur 5.8

Härdaavtäckningsförloppet tiden 100—200 minuter efter snabbstoppet. Den skuggade delen antyder skillnader mellan två beräkningar. [Källor: NSAC-1, Becker 1979 (i bilagorna)]

- Om härden smält ner hade den möjligen trängt igenom reaktortankens botten och fallit ned i vattnet på botten av inneslutningen. Kemeny-kommissionens experter bedömer det osannolikt att den åtföljande ångutvecklingen lett till skador på inneslutningen. Möjligen hade härdsmltan trots vattenkylningen smält igenom betonggolvet i inneslutningen och trängt ner i berggrunden under. Enligt Kemeny-kommissionen är det stor sannolikhet att inneslutningen och berggrunden tillsammans förhindrat stora utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen vid sådana härdsmlteförlopp.
- Om reaktorhärden vid TMI-2 hade varit mer utbränd, d. v. s. körd med full effekt under längre tid, hade resteffekten under den mest kritiska perioden 1–5 timmar varit 3–11% högre (tabell 5.1). Enligt Kemeny-kommissionens analyser skulle detta föga ha påverkat det faktiska haveriförloppet. Inte heller påverkas de hypotetiska härdsmlteförlopp som ovan diskuterats. Våra egna expertanalyser pekar på att tidsmarginalerna för de operatörsingripanden som förhindrade en omfattande härdsmlta (se ovan) möjligen kan ha varit mindre vid en mer utbränd härd. Det kan inte helt uteslutas att tidsmarginalerna var så små att en begynnande nedsmältning inte kunnat hejdas om det hade varit fråga om en fullt utbränd härd.

Tabell 5.1 Resteffekten i TMI-2:s härd jämförd med fullt utbränd härd

Tid efter snabbstopp	TMI-2 resteffekt MW	Utbränd härd resteffekt MW	Utbränd härd/TMI-2
1 sek	168	163	0,97
4 sek	148	145	0,98
10 sek	130	128	0,985
40 sek	103	103	1,0
100 sek	86	87	1,01
400 sek	65,2	67	1,03
1000 sek	52,8	54,6	1,034
1 tim	35,6	37,3	1,047
2 tim	28,4	30,3	1,067
5 tim	21,4	23,8	1,112
10 tim	17,4	19,9	1,144
20 tim	13,9	16,5	1,187
50 tim	8,93	11,5	1,288
100 tim = 4,17 dygn	6,59	8,90	1,350
200 tim = 8,3 dygn	4,55	6,57	1,444
500 tim = 20,8 dygn	2,59	4,31	1,664
1000 tim = 1,39 mån	1,56	3,02	1,94
2000 tim = 2,78 mån	0,88	2,03	2,31
5000 tim = 6,9 mån	0,32	1,02	3,19
8760 tim = 1 år	0,14	0,609	4,35

Källa: Kemenykommissionen: Technical Staff Analysis Report on Alternative Event Sequences

Uppröjningsarbetet hade blivit svårare vid en fullt utbränd härd till följd av väsentligt högre innehåll av långlivade radioaktiva ämnen. Av samma skäl hade följdverkningarna blivit allvarigare om haveriet lett till brott på inneslutningen.

Kemenykommissionen framhåller att även om deras analyser är mycket omsorgsfullt gjorda är kunskaperna om olika härdsmälteförlopp fortfarande ofullständiga. Man kan därför ej vara helt säker på resultaten av de studerade, antagna svårare händelseförloppen.

6 Säkerhetsanalys

6.1 Konstruktionsstyrande haverier m m

Säkerhetsmyndigheterna föreskriver en säkerhetsanalys som redovisas i samband med tillståndsansökan. Analysen skall dels bestämma de säkerhetsmarginaler som råder vid normal drift och vid sådana driftstörningar som inträffar relativt ofta, dels analysera vissa sk konstruktionsstyrande haverier med potentiellt stora konsekvenser.

Denna föreskrivna haverianalys omfattar bland annat:

- olika fall som kan leda till snabb effektstegring, såsom felaktig styrvastavutdragnig eller utrusande styrvastav, plötsligt intrång av kallt vatten i härden eller otillåten forcering av kylvattenflödet
- felaktig bränslebytesoperation, som till exempel kan innebära att en bränslepatron fastnar eller tappas
- brott på ångledning eller vattenledning utanför inneslutningen
- brott på ett från reaktorn trycksatt system innanför inneslutningen.

Stor uppmärksamhet ägnas åt de *konstruktionsstyrande haverierna*. Av särskilt stor betydelse är sådana haverier som medför förlust av kylmedel i reaktorhärden. De kallas med en amerikansk benämning Loss Of Coolant Accidents (LOCA). En LOCA kännetecknas av att ett sådant läckage uppstår i reaktorns primärsystem att läckflödet överskrider kapaciteten på reaktorns normala spädmatningssystem. För att motverka konsekvenserna av sådana händelser träder nödkylsystem i funktion. Om nödkylningen fungerar som avsett förhindras överhettning av bränslet. Om nödkylningen inte är effektiv kan bränslet smälta.

För analys av LOCA har den amerikanska säkerhetsmyndigheten föreskrivit regler som tillämpas även i andra länder inklusive Sverige. Syftet är att genom pessimistiska antaganden åstadkomma stora säkerhetsmarginaler mot överhettning av bränslet. Nödkylningens effektivitet bedöms mot kriterier som bland annat definierar den högsta tillåtna kapslings-temperaturen. Härden får inte deformeras så att kylningen allvarligt försvåras.

För en *tryckvattenreaktor* kan en LOCA-analys bygga på följande antaganden (exemplet gäller Ringhals 3)

- 1 Reaktorn körs vid nominell effekt med jämviktsskoncentration av klyvningsprodukter i bränslet.
- 2 Ett momentant, dubbelsidigt brott (s.k. giljotinbrott) inträffar på en utloppsledning intill reaktortankväggen i en huvudcirkulationskrets.
- 3 Ett totalt bortfall av yttre nät inträffar. Två (av fyra) dieselgeneratorer startar och levererar hjälpkraft.
- 4 Nödkylsystemen utlöses.

I en *kokarreaktor* med extern cirkulation är brott på en cirkulationsledning omedelbart intill reaktortanken det konstruktionsstyrande haveriet.

6.2 Analys av riskbidrag

Syfte och grundproblem

Säkerhetsstudier för kärnkraftverk kan läggas upp så att man söker efter tänkbara förlopp som leder till haveri och jämför bidragen dessa ger till en sammanlagd olycksrisk. Av sådana undersökningar är den s.k. Rasmussenstudien den mest omtalade. Efter dess mönster har flera studier gjorts för olika reaktorer. Användningen är tvåfaldig: dels kan studien utnyttjas för att säga var säkerhetshöjande åtgärder kan sättas in för att ge största riskminskning, dels har man velat ringa in sannolikheten för en reaktorolycka tex under ett års drift.

Säkerhetsanalyser för kärnkraftverk behandlar riskerna för haverier som beror på felfunktion eller felhandlande och leder till stora radioaktiva utsläpp. Sabotagehandlingar som orsak till haveri har inte tagits upp i dem, inte heller andra olyckstyper än sådana som är speciella för kärnkraftverk genom främst strålningen. Riskerna beskrivs genom att man anger tänkbara *konsekvenser* av haverier tillsammans med *sannolikhetsuppskattningar* för att de skall inträffa.

Konsekvenserna beskrivs till sin natur och omfattning och uttrycks i t.ex. antalet strålskadade och akuta dödsfall, sena cancerfall, aborter, ärftliga förändringar och den landyta som blir belagd med radioaktivt nedfall. Olika säkerhetsstudier har kommit till olika resultat för konsekvenserna av samma tänkta olycksförlopp i reaktorn. Konsekvenserna kan därtill vara svåra att föreställa sig, dels därför att de i en del fall kan vara mycket omfattande, dels därför att man inte har någon tidigare erfarenhet av dem.

Att ange en sannolikhet för en olycka är vanskligt på flera sätt. För det första är tolkningen av sannolikheterna inte klar. De sannolikheter som har räknats fram har ett stort inslag av bedömningar och grundas bara till en del på observerad statistik. Detta medför att det inte går att pröva i vetenskaplig mening om riskuppskattningarna är "riktiga" – annat än genom jämförelse med de drifterfarenheter som successivt växer fram.

För det andra är sannolikheterna som beräknas och jämförs med varandra mycket små tal – ofta av storleksordningen en på miljonen – och så små sannolikheter är det svårt att göra sig en meningsfull föreställning om. För det tredje är osäkerheten stor. I Rasmussen-studien t.ex. angavs den genom att värdena sägs kunna vara 5 gånger högre eller lägre än det värde som ges i första hand. Senare har man velat ange en ännu större

osäkerhet. Det är f.ö. oklart vilken mening som läggs i ordet osäkerhet i sammanhanget.

Ibland beskriver man risker genom det s.k. *väntevärdet* för konsekvenserna. Med det menas de sammanlagda produkterna av sannolikheterna för olika typer av olyckor och något mått på deras konsekvenser, t.ex. antalet dödsfall. Med det redovisningssättet blir det lättare att göra jämförelser med mera alldagliga olycksrisker. Samtidigt går man miste om en väsentlig dimension vid riskbedömningen, nämligen att stora katastrofer i flera viktiga avseenden är annorlunda än samma skada genom flera mindre olycksfall, t.ex. de trafikolyckor som inträffar dagligen. Kärnkraftsolyckor kan få mycket stor omfattning, och det är inte självklart hur detta skall vägas mot den mycket lilla sannolikheten att de faktiskt inträffar. Riskstudier bör därför redovisa både konsekvenser och uppskattade sannolikheter.

Sannolikheter i säkerhetsanalyserna

När man talar om sannolikheten för en händelse, måste man också mena att händelsen är slumpmässig. Vår genomgång av TMI-2-förloppet har visat att bl.a. brister i kunskap och instrumentering var starkt bidragande orsaker till haveriet, förhållanden som ju inte är slumpändelser. Ändå vill man, för att bedöma risker för olyckor i framtiden, tala om sannolikhet och mäta den i siffror.

Denna motsägelse är en fundamental svårighet men inte unik för kärnkraften. Haveriutredningar i flyg- eller trafiksammanhang syftar till att fastställa en eller flera orsaker och lyckas ofta med det. Slumpen accepteras inte som förklaring annat än för t.ex. mekanisk felfunktion. Å andra sidan visar olycksstatistiken en viss stabilitet över tiden, och detta gör det möjligt att tala om olyckssannolikheter, t.ex. för ett slumpvis valt fordon. Detta ger bl.a. en meningsfull grund för försäkringsbolagens verksamhet.

En säker grund för att beräkna olyckssannolikheter kan bara fås ur erfarenheten, d.v.s. från olycksstatistiken. För flyg- och trafikolyckor finns statistik så att man kan ange sannolikheter för olika typer av olyckor och hänföra dem till år eller kilometer.

Ännu har man inte tillräckligt lång driftserfarenhet från kärnkraftverk för att man den vägen skulle kunna skatta olyckssannolikheterna. Man kan bara ge en grov övre gräns för riskerna. Även om det inom en inte alltför avlägsen framtid kommer att finnas tillräckliga driftserfarenheter från världens reaktorer, är det vanskligt att härifrån dra slutsatser om en speciell reaktorkonstruktion.

Det alternativ som står till buds är att söka *beräkna* olyckssannolikheten, och den utvägen har både nackdelar och fördelar. Rasmussen-studiens metod är att dela upp ett haveriskeende i en följd av felfunktioner och felhandlande som man sätter sannolikheter på var för sig.

En haverisannolikhet som är beräknad har klara svagheter. Man kan aldrig vara säker på att fantasin har räckt till att förutse alla händelseutvecklingar som kan leda till olycka. Inte heller går det att få erfarenhetssiffror på alla ingående sannolikheter för felfunktion eller felhandlande. Framför allt är det svårt att mäta sannolikheten för mänskligt felhandlande trots att man har ägnat stor uppmärksamhet åt denna faktor i säkerhetsstudierna. Många sannolikhetssiffror som sätts in är *subjektiva* skattningar.

Olika betydelse av "sannolikhet"

6:1

En tändsticksask kastas på ett bord. Vad är sannolikheten att den hamnar på en kortsida?

Först bör vi tala om vad vi menar med sannolikhet. Om man kastar asken flera gånger och successivt beräknar kvoten mellan antalet fall på högkant och hela antalet kast, visar sig andelen närma sig ett tal – det talet är lika med sannolikheten. Om vi känner det talet, är det samtidigt ett mått på våra förväntningar att vi skall få "högkant" när vi kastar bara en gång. Detta kallas sannolikhet i *frekvensmening* eller *frekventistisk* sannolikhet.

Man kan i en del fall *beräkna* sannolikheter. En sådan beräkning är svår för tändsticksasken, betydligt lättare för en tärning med sex lika sidor. Om man räknar rätt, bör resultatet stå sig när man prövar det praktiskt.

Ibland kan man inte göra experiment för att få fram en sannolikhet. En utväg är att i stället bedöma – mer eller mindre välinformerat – vad sannolikheten är. En sådan uppskattning kallas en *subjektiv sannolikhet*. Här finns ingen möjlighet att kontrollera en uppskattning annat än att förkasta uppenbart orimliga gissningar.

Ett problem med subjektiva sannolikheter är att man inte vet vilken kunskap som ligger bakom uppskattningen – och hur den utnyttjats. Ett annat problem är att sannolikhetslärans satser och metoder inte utan vidare får användas på subjektiva uppskattningar – även om så sker många gånger.

De statistiska riskanalyserna för kärnkraftverk innebär att man *beräknar* haverisannolikheter. Viktiga reservationer måste dock göras. Till grund för räkningarna ligger sannolikhetsdata som i en del fall är frekventistiska, men i många fall måste man använda subjektiva skattningar eller erfarenhetsvärden som modifierats och anpassats ett subjektivt sätt.

Några viktiga säkerhetsanalyser

I det följande ges en översikt av några säkerhetsanalyser av intresse för svenskt vidkommande. Redovisningen ger en metodikbeskrivning för den s.k. Rasmussenstudien och de viktigaste resultaten från den och några andra analyser. Sannolikhetsuppskattningarna redovisas direkt från källorna och bör läsas mot bakgrund av den tidigare diskussionen.

Rasmussenstudien

Rasmussenstudien (Wash-1400) genomfördes på uppdrag av U.S. Atomic Energy Commission och redovisades till Nuclear Regulatory Commission i oktober 1975. Syftet var att studera olycksrisker vid amerikanska kommersiella kärnkraftsreaktorer. Själva haveririsken studerades för en kokarreaktor (Peach Bottom 2) och en tryckvattenreaktor (Surry 1). Spridning och konsekvenser av utsläpp studerades och beräknades för befolkningsförhållanden som var representativa för 100 större amerikanska reaktorer som var i drift eller planerade vid denna tidpunkt.

Rasmussenstudien anses allmänt ha varit en pionjärinsats för statistiskt upplagda säkerhetsanalyser. Man har med vissa modifikationer utnyttjat metodiken för säkerhetsanalyser på andra reaktorer, t.ex. de svenska för Barsebäck 2 och Forsmark 3 och den tyska reaktorsäkerhetsstudie som redovisats hösten 1979. Rasmussenstudiens metodik beskrivs i det följande och gäller i stora drag för de övriga riskstudierna.

Reaktorhärden är den enda källa varifrån stora mängder radioaktiva ämnen kan spridas ut via atmosfären. Riskanalysen fokuserades därför på haverifall som kan leda till härds smältning eller andra skador på härden.

I princip kan man tänka sig ett stort antal inledande händelser och förlopp som leder till haveri och utsläpp. Det visar sig att ett begränsat antal av dessa dominerar riskbilden. Övriga kan tidigt avföras därför att händelsekedjan som helhet har bedömts få extremt liten sannolikhet. I praktiken räcker det därför att analysera ett urval betydelsefulla fall, men problemet är att identifiera så många som möjligt av dessa. Härför krävs ett betydande mått av fantasi, liksom stor erfarenhet och systemkännedom. Det ligger dock i sakens natur att denna metodik aldrig kan göra anspråk på fullständighet.

Händelseträäd

För att identifiera händelseförlopp som kan leda till härdskada utgår man från en inledande händelse och studerar hur reaktor anläggningens olika delar fungerar. Händelseutvecklingarna följs på ett systematiskt sätt med hjälp av *händelseträäd*. En inledande händelse bildar händelseträdet stam, och grenarna återger säkerhetssystemens funktion eller felfunktion. Se faktaruta 6.2.

Två grupper av inledande händelser dominerar riskbilden. Den ena gruppen representeras av *LOCA-händelser* genom brott på reaktorns huvudkylsystem. I den andra gruppen sammanfattas störningar i effekt, tryck, temperatur etc under benämningen *transienter*.

Från olika källor – driftdata, subjektiva bedömningar, felträdsanalys (se nedan) – hämtade Rasmussenstudien sannolikheter för händelserna i varje träd och beräknade därur sannolikheter för olika slutresultat med eller utan härskador. Det betyder att olika händelseföljder ger olika *riskbidrag* i form av en uppskattad sannolikhet för härskada och utsläpp.

Exempel på händelseträd

Som illustration till händelseträdsmetodiken väljer vi ett exempel på en transient, som leder till otillräcklig spädmatning av kylvatten till reaktorhärden. Det är hämtat från en studie på Forsmark 3.

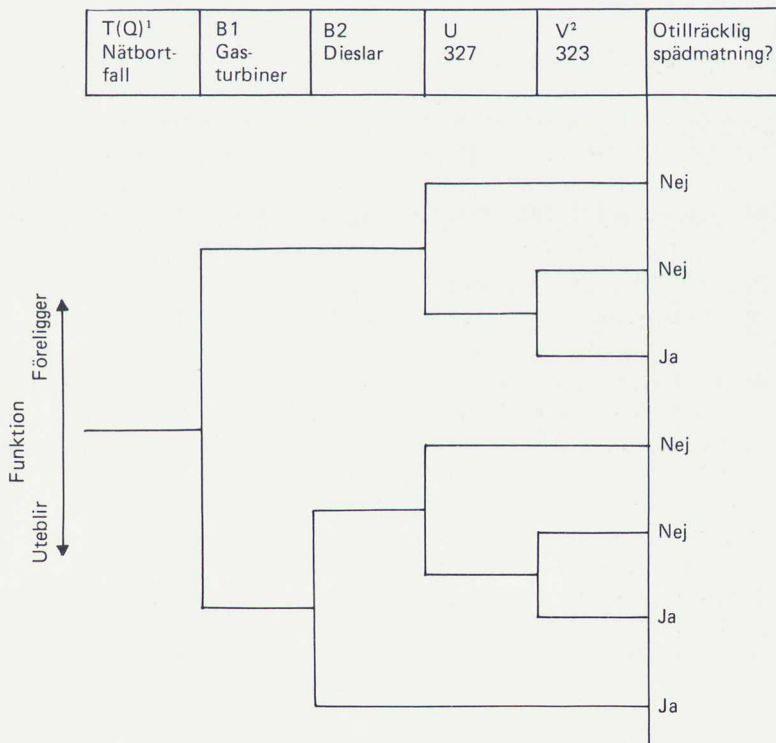
Den initierande händelsen är att yttre kraftnätet faller bort. Det finns två yttre matningskällor. Den ena (400 kV) är kopplad via generatorskenan, vilket betyder att reaktorn kan hållas kvar i "husturbindrift" även om yttre nätet bortfaller. Inledningsvis antas att såväl 400 kV nätet som husturbindriften strejkar. Det andra (70 kV) är säkrat genom matning från gasturbinaggregat. Vid bortfall av 400 kV-nätet (och husturbindriften) sker omkoppling till 70-kV-nätet. Gasturbinerna skall då starta och ge tillräcklig hjälpkraft. Den första förgreningen i diagrammet symboliserar huruvida gasturbinerna startar (gren uppåt) eller ej (gren nedåt). Tillräcklig hjälpkraft kan också fås, om gasturbinerna ej startar, från dieselgeneratorer som automatiskt skall starta. Om även dessa missar (två av de fyra dieslarna behövs för full hjälpkraft), kan varken hjälpmatarvattensystemet (327) eller lågtryckshärskylsystemet (323) fungera med otillräcklig spädmatning som följd (understa grenen). Samma slutresultat inträffar vid samtidigt fel på systemen 327 och 323 oavsett om gasturbinerna eller dieslarna levererar hjälpkraften. Sannolikheten för felfunktion i varje förgrening uppskattas med felträdsmetodiken och totalsannolikheten för otillräcklig spädmatning p.g.a. bortfall av yttre nätet kan beräknas.

De händelseföljder som ger de största riskbidragen är angelägnast att förebygga genom tillkommande säkerhetssystem.

Felträdsanalys

Sannolikheterna för hur komponenter i reaktorn och dess säkerhetssystem fungerar beräknades i Rasmussen-studien genom s.k. *felträdsanalys*. Det är en systematisk metod att undersöka komponentfel och andra händelser som kan leda till systemfel, och den påminner en del om händelseträdstekniken. Metoden introducerades i början av 1960-talet

6:2



¹ Nätbortfall under längre tid än 25 minuter samt misslyckad övergång till husturbindrift.

² Inklusive manuell trycknedtagning.

Källa: Ds I 1978:3

inom flygindustrin och har sedan dess i ökande utsträckning använts för att studera systemkonstruktioners tillförlitlighet.

Ett felträdd byggs "från verkan till orsaker". Utgångspunkten är en felfunktion. Därifrån identifieras händelser som kan leda till felfunktionen. Uppdelningen drivs så långt att man får med enstaka komponenters funktion att göra.

Felsannolikheterna kombineras sedan enligt felträddets logiska mönster till en resulterande sannolikhet för topphändelsen. Även där mänskligt felhandlande påverkar funktionen, beskrivs detta med sannolikheter. Man försöker också uppskatta osäkerheten i den beräknade felsannolikheten.

Fel med gemensam orsak

En felträdsanalys som utgår från att de slumpmässiga komponentfelen är oberoende av varandra kan ge för låga systemfelsannolikheter. Rasmusenstudien tar hänsyn till det.

En och samma företeelse kan förorsaka flera samtidiga fel. En brand i kärnkraftverket Browns Ferry i USA 1975 satte till exempel flera av säkerhetssystemen ur funktion på en gång. Sannolikheten för att flera system samtidigt fungerar fel var då *större* än om man förutsatt att felen skulle uppträda oberoende av varandra. Den gemensamma orsaken kan också vara t.ex. konstruktionsfel, tillverkningsfel, miljöpåverkan eller yttre händelser. Den risk för underskattning av haveririsk som dessa s.k. common cause failures ger är naturligtvis särskilt betydelsefull för dubblerade, redundanta säkerhetssystem.

Det är viktigt att möjligheterna till fel med gemensam orsak identifieras och beaktas vid felanalysen. Den verkliga resulterande felsannolikheten är svår att uppskatta eftersom erfarenhetsunderlag i stor utsträckning saknas. Rasmusen-studien använde ganska godtyckliga metoder och olika antaganden kan ge mycket skiljaktiga resultat. På denna punkt uppstår ett betydande bidrag till osäkerheten i den beräknade haverisannolikheten.

Mänskligt felhandlande

Mänskligt felhandlande kan påverka reaktorsäkerheten via alla faser av en anläggnings konstruktion, uppförande, drift och underhåll. Driften är visserligen i hög grad automatiserad, men operatörsingrepp kan som regel ta över automatiken och måste göra det i vissa situationer. I säkerhetsanalyserna sätts sannolikheter för felhandlande från drift- och underhållspersonalens sida, så att detta kan tas med i felträden.

Det är främst två typer av mänskligt felhandlande som har uppmärksamats i samband med reaktorsäkerheten, nämligen felkalibrering av elektrisk kontrollutrustning och felaktiga åtgärder i kontrollrummet. Fel-

kalibrering kan leda till att automatiska funktioner uteblir exempelvis vid reaktoravställning eller trycknedtagning vid LOCA. Den andra typen av mänskligt felhandlande kan uppträda i den stressituation som uppstår vid en serie onormala händelser. Operatören kan då förbise viktiga manuella ingripanden och säkerhetsfunktioner eller utföra dem fel.

I Rasmussenstudien har försök gjorts att analysera operatörsbeteende i kontrollrummet. Ett operatörsingripande uppdelades i tre steg:

- varseblivning av en onormal situation via utslag på instrument eller larmsignaler
- övervägande och beslut
- åtgärder

Felsannolikheten uppskattades därefter genom kombination av bidrag från de olika stegen. Härvid beaktades bl.a. följande faktorer:

- utformningen av instrument, signaler och skyltar
- stressnivån
- skrivna instruktioner och arbetsrutiner
- utbildning och erfarenhet
- kopplingsberoende mellan ingrepp av olika slag
- typ av signalåterföring
- bemanningen

Att sätta sannolikheter på mänskligt felhandlande ger problem i säkerhetsanalysen. Felfrekvensen måste ofta baseras på bedömningar och blir därför osäker. I Rasmussenstudien tog man bara hänsyn till planerade ingrepp, förutsedda i driftsinstruktionerna. Oplanerade ingrepp, som kan inverka såväl negativt som positivt, är inte beaktade.

Konsekvenser i omgivningen

Om en härdskada inträffat kan radioaktiva ämnen komma ut i atmosfären genom brott eller läckage i inneslutningen. I en fullständig riskanalys beräknas hur ämnena sprids med vinden och hur en del av dem faller ned på marken. Vindar, nederbörd och temperaturförhållanden spelar en stor roll för spridningen. I Rasmussenstudien valde man ut sex typiska reaktorförläggningar och mätte där under ett års tid vindriktning, vindstyrka och temperatur på olika höjder samt nederbörden. Man valde sedan ut 90 tidpunkter och beräknade för dessa radioaktivitetens spridning med hjälp av insamlade meteorologiska data.

Skadeverkningarna bestäms naturligtvis också av befolkningsfördelningen och därför studerade man hur den ser ut vid de 68 förläggningssorter som var aktuella i USA vid studiens genomförande. Den dos av strålning som befolkningen utsätts för från luft, mark och livsmedel leder, om den är mycket stor, till strålskador enligt samband som är relativt säkert kända. Små doser – som kan drabba ett stort antal individer – kan leda till sena effekter, bl.a. cancer. Vid riskstudier antar man ett proportionellt samband mellan de sammanlagda stråldoserna för individerna (kollek-

tivdosen) och antalet cancerfall. I Rasmussenstudien har man reducerat sannolikheten för cancer hos de individer som får mindre än 10 rem per dag till en femtedel av det värde som annars antas.

Rasmussenstudiens resultat

För *säkerhetsarbetet* är det av intresse att se vilka initierande händelser och fortsatta händelseföljder som ger stora bidrag till risken. Det visade sig i Rasmussenstudien att det är transienter och små LOCA som var för sig och tillsammans ger de största bidragen, medan stora LOCA och framför allt tankbrott gav mindre bidrag för såväl tryckvatten- som kokarreaktorer.

De initierande händelserna för de dominerande haveriflöppen i *tryckvattenreaktorn* är av tre slag:

- små brott i primärsystemet
- transient vid nätbortfall
- ventilfel mellan lågtryckshärdkylsystemet och huvudcirkulationssystemet

Förlopp som initieras av stora rörbrott och där nödkylningen inte fungerar leder till härdsmältning, men de ger mindre bidrag till den totala utsläpps sannolikheten eftersom de är ovanliga.

Små brott i primärsystemet beräknades vara ungefär tio gånger sannolikare än stora brott. De ger det största bidraget till utsläpps sannolikheten.

Som tidigare nämnts innefattar bereppet transient en rad onormala händelser som kräver snabb reaktoravställning. Vid en transient måste reaktorn stängas av och resteffekten kylas bort. Det dominerande transientförloppet i tryckvattenreaktorn visade sig vara nätbortfall kombinerat med utebliven funktion hos hjälpmatarsystemet.

Mellan huvudcirkulationssystemet och lågtryckshärdkylsystemet finns backventiler som skall förhindra intrång av reaktorvatten under högt tryck i nödkylsystemet. Vid fel i dessa ventiler på grund av att de kårvar, läcker eller brister åstadkoms en LOCA-händelse som med stor sannolikhet förstör lågtryckssystemet och samtidigt öppnar en utsläppsväg direkt ut ur inneslutningen.

Transienthändelser med utebliven reaktoravställning och otillräcklig resteffekt kylning dominerade utsläppsbilden för *kokarreaktorn*. Sådana händelser ledde till härdsmältning och med stor sannolikhet till bristning av inneslutningen på grund av övertryck.

Bortfall av matarvattensystemet antogs inträffa i genomsnitt någon gång per reaktor och år. I sådana situationer träder normalt hjälpsystem i funk-

tion för spädmatning och resteffektkyllning. Reaktorn ställs av och trycket avlastas genom att avblåsningssystem öppnas. Om spädmatningen är otillräcklig kan härden så småningom friläggas och överhettas.

Trycktanksbrott är den allvarligaste typen av haveri som en kärnkraftreaktor kan utsättas för. Ett tankbrott innebär med stor sannolikhet att kylningen av kärnbränslet äventyras vilket kan leda till en härdsmläta. Sannolikheten bedömes dock vara mycket låg.

Uppskattningen av sannolikheten för trycktanksbrott kan i princip ske på tre olika sätt, baserade på:

- driftserfarenheter från reaktortryckkärl
- haveristatistik för konventionella tryckkärl
- brottmekaniska beräkningar

Drifterfarenheterna från reaktortryckkärl är ännu otillräckliga för en meningsfull bedömning av brottsannolikheten. Brottmekaniska beräkningar indikerar en övre gräns för brottsannolikheten för reaktortryckkärl av $5 \cdot 10^{-7}$ per tryckkärl och år.

Det är mera osäkert vilka slutsatser som kan dras från annan tryckkärlserfarenhet, eftersom extra påfrestningar tillkommer i en reaktor, bl.a. på grund av strålningen. Å andra sidan är kontrollen av reaktorkärl under såväl tillverknings- som driftsskedet särskilt noggrann.

För *riskbedömningen* är man mest intresserad av utsläppens storlek och sammansättning. Olika haverisekvenser som ledde till jämförbara utsläpp grupperades därför samman. För tryckvattenreaktorer valdes typiska utsläpp för nio grupper av haveriförlopp, varav de sju svåraste sammanhängande med härdsmläta. För kokarreaktorer valdes fem utsläppskategorier, varav de fyra allvarligaste efter härdsmläta. Resultat från Rasmussenstudien sannolikhetsuppskattningar redovisas i tabell 6.1.

De beräknade *konsekvenserna* redovisas gemensamt för tryckvatten- och kokarreaktorer som ett genomsnitt för de aktuella reaktorlägena. I tabell 6.2 återges konsekvensbilden för successivt svårare och samtidigt osannolikare olyckor.

Tabellen över beräknade konsekvenser hänför sig till olyckor med härdsmläta. Sannolikheten för haverier med kapslingskador är enligt Rasmussenstudien flera gånger högre (ca 1/2.000 för en tryckvatten- och 1/10.000 för en kokarreaktor per driftår). Dessa olyckstyper leder för tryckvattenreaktorer till utsläpp som är mindre än eller jämförbara med de minsta utsläppen efter härdsmläta. Från kokarreaktorer blir utsläppen i dessa fall mycket mindre.

Tabell 6.1

Sannolikheter för radioaktiva utsläpp av olika omfattning för tryckvatten- och kokarreaktorer enligt Rasmussen-studien.

Utsläpps-kategori	Sannolikhet per driftår	ädel-gaser	Andel av härdinnehåll som frigörs		
			oorganiskt jod	cesium/ rubidium	barium/ strontium
PWR 1	$9 \cdot 10^{-7}$	0.9	0.7	0.4	0.05
PWR 2	$8 \cdot 10^{-6}$	0.9	0.7	0.5	0.06
PWR 3	$4 \cdot 10^{-6}$	0.8	0.2	0.2	0.02
PWR 4	$5 \cdot 10^{-7}$	0.6	0.09	0.04	$5 \cdot 10^{-3}$
PWR 5	$7 \cdot 10^{-7}$	0.3	0.03	$9 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-3}$
PWR 6	$6 \cdot 10^{-6}$	0.3	$8 \cdot 10^{-4}$	$8 \cdot 10^{-4}$	$9 \cdot 10^{-5}$
PWR 7	$4 \cdot 10^{-5}$	$6 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-6}$
PWR 8	$4 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-8}$
PWR 9	$4 \cdot 10^{-4}$	$3 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$6 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-11}$
BWR 1	$1 \cdot 10^{-6}$	1.0	0.4	0.4	0.05
BWR 2	$6 \cdot 10^{-6}$	1.0	0.9	0.5	0.10
BWR 3	$2 \cdot 10^{-5}$	1.0	0.1	0.1	0.01
BWR 4	$2 \cdot 10^{-6}$	0.6	$8 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-3}$	$6 \cdot 10^{-4}$
BWR 5	$1 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-4}$	$6 \cdot 10^{-11}$	$4 \cdot 10^{-9}$	$8 \cdot 10^{-14}$

PWR = tryckvattenreaktor, BWR = kokarreaktor

Källa: Rasmussen-rapporten, Main Report, sid 78

Tabell 6.2

Konsekvenser och uppskattade sannolikheter enligt Rasmussen-studien.

Uppskattad sannolikhet för ett driftår ²⁾	dödsfall efter akut strålskada	övriga strål-sjuka	område som måste saneras km ²	cancerfall per år ca 10–40 år efter händelsen ¹⁾
1/20.000	< 1	< 1	< 0.25	< 1
1/1.000.000	< 1	300	5.000	170
1/10.000.000	110	3.000	8.000	460
1/100.000.000	900	14.000	–	860
1/1000.000.000	3.300	45.000	–	1.500

¹⁾ Motsvarande normala antal fall är ca 17.000.

²⁾ Talen är vägda medelvärden av de härdsmältesannolikheter som uppskattats för Rasmussenstudiens tryckvatten- och kokarreaktorer.

Angivna värden avser en tryckvatten- eller kokareaktor.

Källa: Rasmussenstudien, Main Report, sid 83.

Diskussion och kritik av Rasmussen-studien

Lewisrapporten

Lewisrapporten (Lewis 1978) avgavs i september 1978 av en arbetsgrupp som hade tillsatts av Nuclear Regulatory Commission. Den är en granskning av Rasmussenrapporten och diskuterar även allmänt hur riskanalyserna borde kunna utnyttjas i säkerhetsarbetet.

Lewisrapporten konstaterar att Rasmussenstudien varit ett betydande framsteg i riskanalysen för kärnkraftreaktorer. Händelseträdsmetoden är allmänt användbar för att studera olyckssekvenser och göra kvantitativa riskbedömningar. Rapporten avfärdar inte Rasmussenstudiens sannolikhetsskattningar av haveririskerna, men *osäkerheten* i sannolikheten anses vara avsevärt större än vad studien angav. Lewisgruppen pekar på de faktorer som kan leda till underskattning eller till överskattning av den verkliga risken. T.ex. anses behandlingen av fel med gemensam orsak kunna leda till underskattning av haverisannolikheterna medan bl.a. den mänskliga improvisationsförmågan i en hotande händelseutveckling inte räknats säkerheten tillgodo.

Lewisgruppen ansåg att NRC inte hade utnyttjat de möjligheter Rasmussenstudien ger för inriktning av säkerhetsarbetet. Studien pekade på betydelsen av transienter och små LOCA som inledande händelser. Dessa, liksom mänskliga felhandlingar, ger betydande riskbidrag som NRC inte lagt stor vikt vid jämfört med de mera dramatiska förloppen efter stor LOCA.

Överlag lämnar enligt Lewisgruppen presentationen av Rasmussenstudien mycket i övrigt att önska. Den inledande sammanfattningen (Executive Summary) är så kortfattad att den har blivit direkt missledande. Betydelsen av sena effekter, d.v.s. främst cancer, blev inte redovisade där, trots att beräkningar hade gjorts i huvudrapporten. Överhuvudtaget ansågs Rasmussenrapporten vara svår att granska, eftersom metodik och data blivit ofullständigt redovisade.

Lewisrapporten varnar för oförsiktigt användande av de uppskattade olyckssannolikheterna. NRC deklarerade med anledning av detta att den inte betraktade uppskattningarna som tillförlitliga och att siffrorna inte skulle användas okritiskt vid policyöverväganden.

EK-A: underlag för bedömning av Rasmussenstudien

Energikommissionens expertgrupp för säkerhet och miljö lät som underlag för sina bedömningar i riskfrågor genomföra bl.a. en studie av metodik och i data i Rasmussenstudien. (Bergqvist et al 1978)

Rapporten tar upp grundläggande frågor om sannolikhetsbegreppet och möjligheterna att med statistiska metoder analysera risker i komplicerade tekniska problem. Därefter förs en relativt ingående diskussion av meto-

diken. Flera typer av felkällor tenderar att leda till underskattning av olyckssannolikheter. Det gäller t.ex. borttappade händelseföljder och en del brister i behandlingen av fel med gemensam orsak. Samma gäller även behandlingen av mänskligt felhandlande.

Vad gäller de undersökta händelseträden påpekas att driftstörningar, s.k. transienter, kan ha varit en försummad kategori av inledande händelser i jämförelse med förlust av kylmedel. Det påpekas även att små transienter kan övergå i förlust av kylmedel.

I sin sammanfattande bedömning godtar författarna Rasmussenstudiens metodik och resultatet i stora drag men påpekar också att det angivna osäkerhetsområdet torde vara avsevärt underskattat. Man kan inte utsluta haverisannolikheter som är ca tio gånger högre än Rasmussenstudiens i första hand skattade värde, d.v.s. 1/2000.

Riskstudier av svenska kokarreaktorer Forsmark 3

På initiativ av Energikommissionen genomförde Asea-Atom (1977) en studie av säkerheten mot härdsmltning i Forsmark 3. Studien gjordes med händelseträds metodik. Utredningen kom till slutsatsen att sannolikheten för härdsmltning var väsentligt lägre i Forsmark 3 än i Rasmussenstudiens kokarreaktor Peach Bottom 2.

Den bättre säkerheten i Forsmark 3 tillskrevs enligt studien bl.a. följande orsaker:

- större redundans hos säkerhetssystemen, vilket radikalt reducerar sannolikheten för utebliven resteffekt kylning
- tillförlitligare yttre nät, beroende på att 70 kV nätet i Forsmark är anslutet till gasturbindrivna elgeneratorer
- säkerhetssystemen i Forsmark 3 har inga uppgifter att fylla i de övriga aggregaten (Forsmark 1 och 2). I Peach Bottom delas vissa utrymmen mellan aggregat 2 och 3.
- den svenska trettiominutersregeln minskar sannolikheten för mänskligt felhandlande främst vid LOCA-händelser i kokarreaktorn.

På många punkter, t.ex. vid beräkning av sannolikheten för reaktortankbrott övertogs metodik och vissa data direkt från Rasmussenstudien. Den sammanlagda sannolikheten för härdsmltning blev $3.1 \cdot 10^{-6}$ per år, vilket är ungefär en faktor 8 lägre än för Peach Bottom 2. Forsmark 3-studien syftade dock inte i första hand till en absolut säkerhetsbedömning utan till en jämförelse med Rasmussenstudiens resultat.

Barsebäck 2

På uppdrag av kärnkraftinspektionen genomförde Studsvik Energiteknik AB under 1977/78 en riskstudie för Barsebäck 2 (Studsvik 1978). En parallell studie av samma kraftverk gjordes av den amerikanska konsultfirman MHB Technical Associates på initiativ av Energikommissionens expertgrupp för säkerhet och miljö (MHB 1978). Vidare har konsekvenser av olyckor vid Barsebäck studerats på den danska forskningsanstalten Risö (Risö 1977).

Studsviksstudien byggde på metodik och databas enligt Rasmussenstudien. MHB-studien använde samma händelseträdsmetodik och samma indelning av utsläpp efter deras omfattning. Däremot användes en modifierad databas och ett annat sätt att uppskatta sannolikheter för utsläpp.

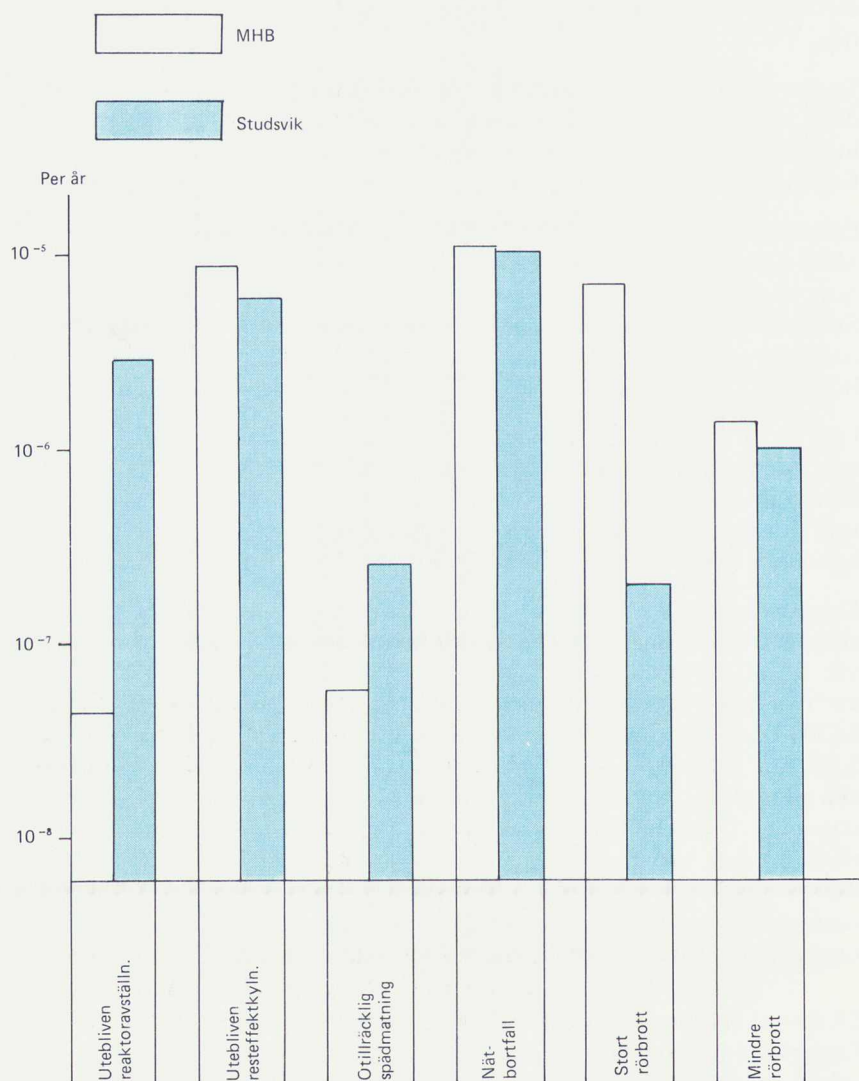
En sammanställning av de båda studiernas resultat visas i figur 6.1. MHB-studien uppskattade en betydligt högre sannolikhet för härdsmlätning till följd av stort rörbrott än Studsvik. Anledningen är delvis att Studsvik valt samma värde för frekvensen av rörbrott som inledande händelse som Rasmussenstudien medan MHB antog ett åtta gånger högre tal.

I övrigt kan noteras att MHB antagit en högre frekvens för transienter som inledande händelse än Studsvik, 20 mot 10 per år. Att trots detta den förväntade frekvensen för härdsmlätning på grund av transienter inte blev större i MHB-studien beror på att MHB antog en bättre tillgänglighet hos säkerhetssystemen än Studsvik.

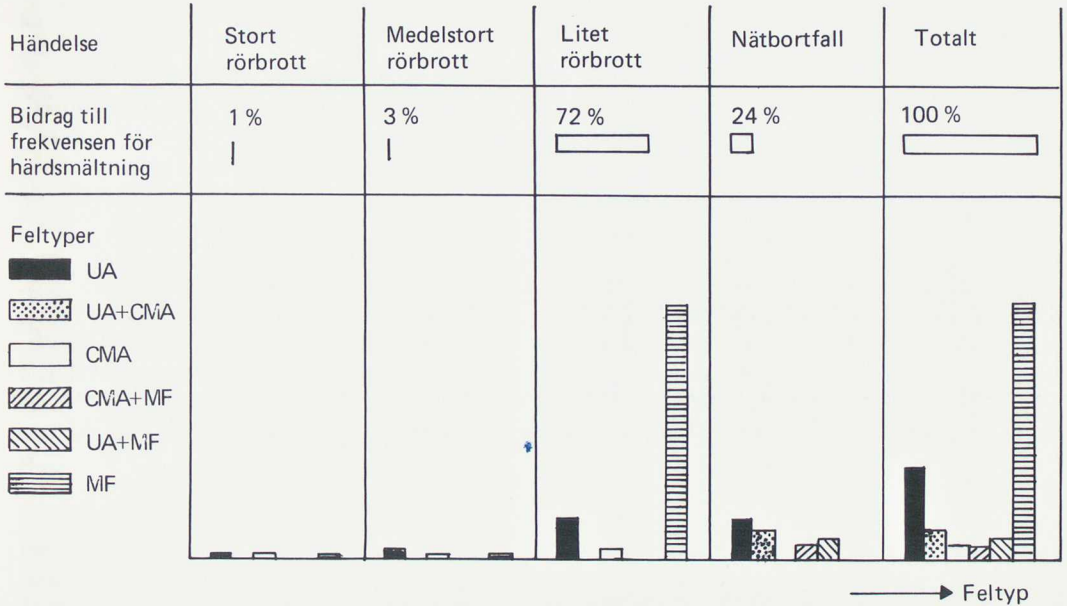
Konsekvenserna av reaktorolyckor vid Barsebäck som leder till stora utsläpp har studerats dels av Beyea för EK-A (Beyea 1978), dels av Studsvik. Resultaten varierar mycket mellan olika studier. Som uppskattningar av "maximala" konsekvenser av en olycka anges t.ex. 10.000 eller mindre än 100 akuta dödsfall, 25.000 eller högst 1.000 sena dödsfall och 24.000 eller 5.600 km² yta med radioaktiv beläggning. När man försöker ta hänsyn till alla faktorer av betydelse för utsläppets skadeverkningar, som molnets stigning, vindförhållanden, nedfallshastighet och urtvättning med nederbörden, utrymning m.m. blir resultatet beroende av vilka antaganden som görs och som delvis måste grundas på bedömningar. De beräknade strålskadorna m.m. kan skilja 10 till 20 gånger mellan olika studier, utan att man kan säga att det ena är rätt och det andra fel.

EK sammanfattning av säkerhetsstudierna och egen bedömning

Energikommissionen (EK) gör i sitt slutbetänkande om hälso-, miljö- och säkerhetsrisker (SOU 1978:49) en sammanfattande bedömning av de svenska säkerhetsstudierna och av genomgången av Rasmussenrapporten. Vad den senare beträffar konstaterar EK att resultaten visserligen hänförs till två speciella reaktortyper, men att dessa i huvudsak torde vara representativa. Däremot påpekar EK, liksom Rasmussenrapporten själv, att studien får anses tillämpbar endast på anläggningar vid tiden för



Figur 6.1
Förväntade härdsmältningsfrekvenser i Barsebäck 2 enligt olika uppskattningar.
Källa: Pershagen (1979).



UA = slumpmässiga, oberoende fel
 CMA = fel med gemensam orsak
 MF = mänskligt felhandlande

Figur 6.2

Bidrag från olika feltyper till frekvensen för härdsmältning i den tyska riskstudien.

Källa: Birkhofer (1979).

studiens genomförande och för ytterligare kanske fem år framåt. Såväl i tillkommande anläggningar som i tidigare kan säkerheten antas bli högre med tiden på grund av tillkommande säkerhetssystem och erfarenhetsåterföringen.

EK bedömer att osäkerheten i Rasmussenstudien måste anses vara större än vad studien själv anger. Därtill kommer att konsekvenserna kan vara underskattade i studien.

EK sammanfattar också sin bedömning av de båda studierna för Barsebäck 2 och konstaterar att skillnaderna i riskuppskattning får betraktas som liten och i sammanhanget oväsentlig. Dock bör även här ett bredare osäkerhetsintervall anges.

Den tyska riskstudien (Birkhoferstudien)

Den s.k. Birkhoferstudien (Birkhofer 1979) genomfördes på uppdrag av förbundsministeriet för forskning och teknologi i Västtyskland. Den redovisades i augusti 1979. Studien avser tyska förhållanden (tryckvat-tenreaktorn Biblis-B) och bygger på händelseträdsmethodiken.

De dominerande riskbidragen kommer från två typer av fel, nämligen dels en liten läcka i primärkylsystemet, dels bortfall av strömförsörjningen. I det förra fallet leder operatörsfel till att viktiga funktioner sätts ur spel, i det senare ger den relativt stora sannolikheten för den initierande händelsen ett avsevärt bidrag till totalrisken. Det är intressant att notera att det största bidraget till den totala sannolikheten för ett haveri ges av mänskligt felhandlande, varefter kommer komponentfel. Fel med gemensam orsak ger endast ett mindre bidrag. Jämför figur 6.2.

I studien påpekas den viktiga roll som inneslutningen spelar för begränsningen av konsekvenserna. Om den är intakt, dröjer det omkring ett dygn efter en härdsmälta innan tryckstegringen går så långt att inneslutningen går sönder. Då hinner man företa utrymning. Det är endast när en ångexplosion inträffar eller en stor läcka uppträder som man får ett tidigt utsläpp. Detta gör att endast 0,7% av alla härdsmältor leder till akuta strålskador.

Beräkningen av konsekvenserna för den omgivande befolkningen har gjorts på i huvudsak samma sätt som Rasmussenstudien. Dock finns vissa betydelsefulla skillnader. Så har exempelvis de lokala förhållandena vid var och en av de 19 förläggningssorterna beaktats. Olika konsekvenslindrande åtgärder, främst uppsökande av skydd, evakuering, omflyttning och dekontaminering har behandlats i detalj.

Av speciellt intresse är att jämföra resultaten från den tyska studien med motsvarande resultat i Rasmussenrapporten. Sannolikheten för härdsmälta anges till $9 \cdot 10^{-5}$ per år mot $5 \cdot 10^{-5}$ i Rasmussenrapporten. De studerade reaktorerna är relativt likartade till sin konstruktion, och denna relativt goda överensstämmelse kan ses som ett stöd för möjligheten att genomföra en riskanalys. Trots att metodiken skiljer sig i många detaljer och trots olika databaser har de beräknade sannolikheterna blivit av samma storleksordning.

Säkerhetsanalyserna i belysning av TMI-2-händelsen och övrig drifterfarenhet

Kvalitativ jämförelse

TMI-2-händelsen ger en möjlighet att pröva om säkerhetsanalyserna är fullständiga. Man kan ställa frågan om händelseutvecklingen vid haveriet varit förutsedd i något händelsetråd. Svaret säger i så fall något om hur fullständig analysen kunde göras. Det är också av intresse att studera hur långt överensstämmelsen sträcker sig.

I Rasmussenrapporten finns en sekvens som motsvarar TMI-2-haveriet och som betecknas TMLQU- β , där beteckningarna har följande betydelse:

- T. Initierande transient
- M. Huvudmatarvattnet ej tillgängligt
- L. Hjälpmatarvattnet ej tillgängligt
- Q. Avblåsningsventilen stänger ej efter tryckavlastning
- U. Högtrycksinjektionen fungerar ej
- β . Inneslutningen ofullständigt isolerad

Vid TMI-2 började förloppet med att kondensmatarpumparna stannade, vilket ledde till förlust av vatten i ånggeneratorerna. Som en följd av detta kopplades turbinen ur och signal gavs att dra ner reaktoreffekten. I det motsvarande händelseträdet i Rasmussenrapporten är den initierande händelsen förlust av kondensvatten.

Förloppet fortsatte med att det ökade trycket ledde till öppning av avblåsningsventilen på tryckhållarkärllet. Vidare skedde snabbstopp av reaktorn i avvaktan på att hjälpmatarvattensystemet skulle träda i funktion. I Rasmussenstudien finns exakt motsvarande händelser.

Haveriet i TMI-2 fortsatte med att hjälpmatarvattensystemet inte trädde i funktion beroende på att ventiler, som stängts vid provning av systemet, hade lämnats i stängt tillstånd. Därigenom kom inget vatten fram och ånggeneratorernas sekundärsida kokade torrt. I Rasmussenstudien fortsätter händelseträdet med just denna händelse. Även den angivna orsaken (mänskligt felhandlande i samband med översyn) stämmer med verkligheten.

Den avgörande händelsen i haveriet kom i och med att avblåsningsventilen inte stängde när trycket gick ner. I Rasmussenrapporten finns detta fel medtaget med en sannolikhet av 0.01 per anrop.

Vid det fortsatta förloppet i TMI-2 sattes högtrycksinjektionen igång automatiskt. När den efter en kort stund stängdes av manuellt, ledde detta till de allvarliga härdskadorna. I Rasmussenrapporten antas att högtrycksinjektionen inte fungerar. Här skiljer sig således verklighet och riskanalys. I den senare finns ingen möjlighet att få med det komplicerade operatörsbeteende, som i hög grad bidrog till haveriets allvarliga förlopp, men som å andra sidan ledde till att situationen kom under kontroll innan härden smält.

Denna jämförelse visar alltså att TMI-haveriet var förutsett i Rasmussenrapporten i avsevärd detalj men understryker också betydelsen av det mänskliga felhandlandet när det gäller operationer, som går utöver enkla, programmerade ingrepp.

En intressant fråga är naturligtvis om en riskanalys utförd på TMI-2-anläggningen skulle ha lett till att man uppmärksammat svagheter i konstruktion och instrumentering. Denna fråga är svår att besvara med hänsyn till risken för efterhandskonstruktioner. På en punkt vågar man dock påstå att en riskanalys borde gett anledning till eftertanke. Det gäller avblåsningsventilen som fastnade i öppet läge. I Rasmussenrap-

porten anges en sannolikhet för detta på 0.01 per anrop. Speciellt vid inkörningen av en ny reaktor kan man vänta sig så många öppningar att ventilen sannolikt kan fastna en gång per år. En så hög siffra borde gett anledning till eftertanke.

I detta sammanhang kan det noteras att sekvensen ifråga tas upp i Birkhoferstudien. Det framgår där att risken med en hängande avblåsningsventil uppmärksammades under diskussioner av studien och att detta ledde till konstruktionsändringar på de tyska reaktorerna för att undvika haverier av denna typ. Det visar att riskanalys kan vara ett viktigt hjälpmedel för att upptäcka svagheter i reaktorkonstruktioner.

Statistiska jämförelser

De samlade driftserfarenheterna från kärnkraftverken, inklusive TMI-2, kan ställas mot säkerhetsanalysernas sannolikhetsuppskattningar för jämförelse. Driftserfarenheterna inkluderar ju alla haveririsiker, även sådana som förbisetts i händelseträdsanalyserna och blir på så vis även kontroll på dessas fullständighet.

Driftserfarenheterna från västvärldens större kommersiella vattenkylda reaktorer uppgår för närvarande till ca 1.100 driftår. Enligt en rapport till Kemenykommissionen uppgick drifttiden för amerikanska tryckvattenreaktorer vid tiden för TMI-2 till 223 och för kokarreaktorer till 187 år.

TMI-2-händelsen själv innebar ett härdhaveri men inte härdsmälta. Utsläppen blev avsevärt mindre än vad som beräknats för motsvarande händelseföljd i Rasmussenrapporten, där man inte förutsett det operatörsingripande som förebyggde en härdsmälta.

En statistisk skattning av den verkliga haverisannolikheten utifrån dessa driftserfarenheter ger bara svaga indikationer på den verkliga haveririsiken. Den ger ett brett konfidensintervall av tänkbara värden.

I den nämnda rapporten till Kemenykommissionen härleds sannolikheterna för några händelser med härdhaveri och radioaktiva utsläpp utifrån Rasmussenrapportens värden. Sannolikheten för ett sådant haveri i USA under tiden fram till TMI-2 var 13 procent med en angiven övre osäkerhetsgräns på 80 procent. Om ett sådant haveri inträffat skulle sannolikheten att den inte omfattade härdsmältning vara 90 procent och sannolikheten att den inträffade i en tryckvattenreaktor 80 procent.

I Rasmussenrapporten finns bara utsläppskategorier efter härdsmältning eller utsläpp till följd av läckage från måttligt skadade bränsleelement. TMI-2-händelsen kan klassas i rapportens kategorier antingen med hänsyn till utsläppens omfattning eller med hänsyn till händelseföljden. Inget av alternativen ger en tillfredsställande lösning. I förra fallet har man ingen anledning att sätta sannolikhetsskattningarna i fråga. Det är den ståndpunkt som den nämnda rapporten till Kemenykommissionen intar, men den är inte fri från invändningar. I det senare alternativet leds

man till en bedömning att sannolikheten för felfunktioner m.m. kan vara underskattade men att samtidigt möjligheterna att hejda förloppet utveckling mot härdsmälta och stora utsläpp har underskattats.

Vad gäller konsekvenserna för bedömning av den svenska reaktorsäkerheten mot bakgrund av drifterfarenheterna möter en grundläggande osäkerhet i överföring av haverisannolikheter från internationella förhållanden till svenska. Säkerhetsanalyserna för svenska reaktorer talar dock inte för att sannolikheterna skulle vara högre i svenska reaktorer.

Allteftersom drifterfarenheterna från världens kärnkraftverk växer, blir den riskbedömning som grundas på dem istället för på teoretiska säkerhetsanalyser allt tillförlitligare – detta oavsett om någon ytterligare olycka inträffar eller ej. Det har redovisats (Apostolakis och Mosleh 1979) ett försök att med s.k. Bayesiansk revision av sannolikheter väga samman säkerhetsanalysernas information med drifterfarenheterna. Resultatet blev en skattning av haverisannolikheten som är ca två gånger högre än Rasmussenstudien, vilket indikerar att drifterfarenheterna är tillräckligt omfattande för att korrigera en pessimistisk bedömning av säkerhetsanalysernas tillförlitlighet.

Sammanfattning och slutsatser

Utredningen vill sammanfattningsvis konstatera att:

- säkerhetsanalyserna (genom konstruktionsbestämmande haverier och genom händelseträds metodik) kan och bör utnyttjas i säkerhetsarbetet;
- lärdomar från händelseträdsanalyserna inte tillfullo utnyttjats i säkerhetsarbetet;
- händelseutvecklingen vid TMI-2 varit förutsedd i säkerhetsanalyserna vad gäller det fysikaliska förloppet, men att de händelser som kom att avgöra förloppet var andra än de som antagits;
- tolkning och användning av de skattade haverisannolikheterna som mått på den absoluta olycksrisken medför principiella och praktiska problem;
- de angivna skattningarna inte motsägs av erfarenheterna från ca 1.000 driftår med större kommersiella kärnkraftverk;
- konsekvensberäkningarna visar en stor spännvidd mellan olika studier men att detta främst beror på olika, redovisade antaganden.

Utredningen bedömer därför att studier med händelseträds metodik är ett mycket värdefullt hjälpmedel i säkerhetsarbetet genom att de pekar på de angelägnaste målen för insatser. Att använda studiernas sannolikhetsuppskattningar för att beskriva haveririskerna stöter på principiella problem, bl.a. på grund av inslaget av subjektiva bedömningar. De sannolik-

heter som har angivits motsägs dock inte av driftserfarenheterna. Men studiernas sannolikhetsuppskattningar bör enligt utredningens mening inte ensamma användas som politiskt beslutsunderlag i riskfrågor. Andra resultat av säkerhetsanalyserna, särskilt den systematiska genomgången av möjliga händelseförlopp, bör kunna ge en väl så säker förståelse för kärnkraftens säkerhetsfrågor som risker beskrivna i några enstaka siffror.

I stark sammanfattning omfattar de

beträffande konstruktion

- 1.1 ytterligare reservkraft för värmare i tryckvattenreaktorernas tryckhållningskärl m.m.,
- 1.2 kompletterande test av alla säkerhets- och avlastningsventiler, inkl. test med ång/vattenblandningar,
- 1.3 förbättrad instrumentering för att underlätta diagnos av olyckor – avser direkt indikering av ventillägen samt förbättrade anordningar för att mäta vattennivå och kylning,
- 1.4 förbättrade regler för inneslutningsisolering,
- 1.5 förbättring av anordningar för vätgaskontroll i samband med olyckor – avser bl.a. kvävgas- eller koldioxidfyllning av vissa kokarreaktorinneslutningar samt möjlighet att ansluta vätgasrekombinatorer,
- 1.6 åtgärder för att minska läckagerisken för radioaktiva ämnen från pumpar, ventiler etc. i samband med haverier,
- 1.7 förbättrad tillgänglighet för hjälpmatarvattensystem – avser bl.a. automatisk start av systemen samt mätning av vattenflödet,
- 1.8 instrumentering för att följa haveriförlopp – avser förbättrade möjligheter att mäta strålningsnivåer och att mäta tryck, vattennivå och vätekoncentration i inneslutningen,
- 1.9 förbättrad analys, instruktioner och träning för störningar och haverier,
- 1.10 fjärrmanövrerade ventiler på höga punkter i reaktorkylsystemet (i praktiken tillämpligt på tryckvattenreaktorer),

och beträffande regler för driften

- 2.1 klagörande av ansvarsfördelning för driftpersonalen, förbättrad kunskap i kontrollrummet om haveriförhållanden och striktare överlämnanderutiner mellan skift,
- 2.2 förbättrad haveriberedskap inom kärnkraftverken – avser bl.a. tillträdesbestämmelser, sambandssystem m.m.,
- 2.3 skärpta driftbegränsningar vid fullständigt bortfall av någon säkerhetsfunktion.

Ovanstående punkter utgör krav vid konstruktion. På befintliga anläggningar utgör de i allmänhet krav på åtgärder senast 1981.

7.3 De svenska reaktorinnehavarnas samt tillverkarnas synpunkter

De svenska reaktorinnehavarna redovisade i september detta år på reaktorsäkerhetsutredningens anmodan läget vid de svenska reaktorerna och behovet av ytterligare åtgärder, jämfört med NRC:s krav.

OKG och Sydkraft konstaterar i starkt förenklad sammanfattning följande.

Åtgärder enligt 1.2, 1.3 (del), 1.4, 1.5, 1.6, 1.9, 2.1 är i huvudsak redan genomförda eller under genomförande. Punkterna 1.3 (del), 1.8 och 2.2 anses i huvudsak önskvärda, men åtgärder är inte påbörjade. Vad gäller 1.1, 1.7 och 1.10 bedöms dessa inte tillämpliga på kokarreaktorer.

Vattenfall ger för kokarreaktorer synpunkter likartade OKG:s och Syd-krafts. Man menar dock att även 2.2 i huvudsak finns redan i grundkonstruktionen, medan ytterligare åtgärder är önskvärda bl.a. beträffande 1.6.

Beträffande tryckvattenreaktorerna anför *Vattenfall*, att reservkraft för tryckhållarvärmarna (punkt 1.1) kan inkopplas manuellt på Ringhals 2. Punkterna 1.3, 1.4, 1.5, 1.7, 1.9, 1.10, 2.1 och 2.2 fanns i huvudsak redan i grundkonstruktionen eller är redan i huvudsak åtgärdade eller är under arbete. Då det gäller 1.2 (test av ventiler) avvaktar man amerikanska undersökningar. Åtgärder enligt 1.6 och 1.8 anses önskvärda men är inte genomförda eller påbörjade.

Ovanstående ger i stort en enhetlig bild, med de nödvändiga skillnaderna mellan kokar- och tryckvattenreaktorer. Man kan konstatera att endast två frågor framkallat invändningar eller tveksamhet i sak, nämligen delförslaget under 2.1 om särskilda haverirådgivare i skifttjänst – "shift technical advisors" – och åtgärd 2.3 om driftbegränsningar. Utredningens uppfattning om "shift technical advisors" redovisas närmare i kapitel 9, avsnitt 9.8. Utredningen avvisar där inrättandet av sådana befattningar och förordar i stället en fördjupad utbildning för skiftpersonalen.

I fråga om driftbegränsningar vid fel på säkerhetsfunktioner anför *Vattenfall* att detta förslag är oklart men att det i praktiken troligen ligger nära de regler som redan finns inskrivna i Sverige i de säkerhetstekniska föreskrifterna (STF) för de olika reaktorerna. STF kommenteras av utredningen i kapitel 9, avsnitt 9.7.

Utredningen har också inhämtat reaktortillverkarnas kommentarer till de amerikanska initiativen. Asea-Atom bejaktar liksom reaktorinnehavarna i huvudsak kraven. Man påpekar att dessa på tre punkter innebär revision av nuvarande amerikanska formella bestämmelser och kommenterar det svenska läget för två av dessa som rör konstruktionsmässiga förhållanden. Som en del av den amerikanska punkt 1.5 krävs att kokarreaktorer inneslutningar skall vara fyllda med kvävgas eller koldioxid under drift för att förebygga explosionsrisker i samband med haverier med härdska-dor. Asea-Atom påpekar att alla svenska kokarreaktorer som nu är i drift redan har kvävgasfyllning (Forsmark 3 har dock föreslagits få drivas med luftfylld inneslutning). Vidare krävs nu i USA (del av punkt 1.5) förberedelser för att ansluta vätgasrekombinatorer. Asea-Atom påpekar att samtliga svenska kokarreaktorer redan har fast anslutna rekombinatorer.

Westinghouse anför kortfattat att de amerikanska åtgärderna förefaller skäligen. Man reserverar sig dock för vissa detaljer samt för tidtabellen för genomförandet.

7.4 SKI:s kommentarer

SKI har (SKI 1979) lämnat utförliga kommentarer till de amerikanska åtgärdskraven. Även SKI konstaterar att flera av dessa redan är tillgodosedda i Sverige.

Bland övriga frågor bedömer SKI främst ytterligare störningsanalyser, sammanhängande med bl. a. punkt 1.9, som viktiga. Beträffande 1.8 (instrumentering för att följa en olycka) sägs för strålningsmätande instrument att SSI bevakar frågorna. För övrig instrumentering avser SKI att själv genomföra utredningar.

SKI ställer i inget fall direkta krav på åtgärder inom de områden som ännu inte åtgärdats av kraftföretagen. I ett fall – beskrivningen av skiftingenjörens ansvarsområde i säkerhetsredovisningen från verken (punkt 2.1) – avser man att komma med ett krav på förtydligande. I ett annat (minskning av möjligt läckage i samband med haverier, punkt 1.6) kommer man att kräva ett förslag till åtgärdsprogram från kraftföretagen. SKI har följaktligen inte ställt direkta krav på ytterligare störningsanalyser trots att man bedömt dessa frågor som viktiga.

En samlad jämförelse mellan kraftföretagens och SKI:s ställningstaganden till NRC:s "Lessons learned" visar sålunda att de svenska kraftföretagen vidtagit åtgärder och har ambitioner som i flera avseenden går längre än de krav som SKI hittills ställt. Man kan å andra sidan fråga sig om SKI dragit de fulla slutsatserna i form av krav på åtgärder och genomförandetider i de fall där man själv bedömt vissa problem som viktiga. Utredningen utgår här från att SKI i ökad utsträckning följer upp kraftföretagens åtgärdsförslag och genomförandeplaner.

7.5 Icke avgjorda säkerhetsfrågor

Det amerikanska NRC inlämnar årligen till kongressen en rapport över icke avgjorda säkerhetsfrågor (Unresolved Safety Issues).

Bakgrunden är följande enligt den senaste rapporten (NUREG 0510). NRC utvärderar fortlöpande sina säkerhetskrav mot ny information när sådan blir tillgänglig. Information erhålls från ett flertal källor: drift av kärnkraftverk, forskning, NRC-undersökningar, granskningar hos tillverkare etc. Denna information granskas omgående för beslut om eventuella åtgärder.

I några fall krävs omedelbara säkerhetsåtgärder. I andra kan tillfälliga lösningar vara tillräckliga medan ytterligare studier genomförs som underlag för definitiva beslut. Oftast pekar emellertid en första utvärdering på att omedelbara åtgärder eller tillfälliga lösningar inte krävs. I sådana fall kan ytterligare studier krävas för att bedöma behovet av framtida åtgärder. Ärendet förs då upp på förteckningen över icke avgjorda säkerhetsfrågor.

De frågor som åsatts högsta prioritet (med flera olika bedömningsgrunder) av NRC är

- 1 vattenslag,
- 2 nedblåsningsbelastningar,
- 3 hållbarhet hos rör i ånggeneratorer (tryckvattenreaktorer),
- 4 vissa frågor rörande kokarreaktorinneslutningar,
- 5 förutsedda transienter utan snabbstopp,
- 6 sprickor i stutsar
- 7 motståndsförmåga hos reaktortankmaterial,
- 8 brottmotståndsförmåga hos infästningar för ånggeneratorer och pumpar,
- 9 systemväxlerverkan,
- 10 miljökvalifikation för säkerhetsutrustning,
- 11 skydd mot trycktransienter i reaktortankar,
- 12 krav på restvärmekylning,
- 13 tunga lyft nära bränslelagringsbassänger,
- 14 motståndsförmåga mot jordbävningar,
- 15 rörsprickor i kokarreaktorer,
- 16 tillförlitlighet hos nödkylsystem i inneslutning,
- 17 totalt bortfall av elektricitet.

I Sverige bevakas dessa frågor inom ramen för det s.k. SKISOS-samarbetet mellan SKI och kraftföretagen, jämför kapitel 8, avsnitt 8.4 och kapitel 9, avsnitt 9.1. SKISOS har också fogat några ytterligare punkter till förteckningen nämligen

- brandskydd,
- läckagedetektering,
- översvämning,
- tunga lyft.

Det framgår av SKISOS' dokumentation att flera, dock ej alla av NRC:s viktigaste punkter redan åtgärdats eller håller på att åtgärdas vid svenska reaktorer. I de flesta övriga fall bevakas frågorna.

Enligt reaktorsäkerhetsutredningen bör SKI i samarbete med övriga berörda parter se till att det föreligger en klar åtgärds- och tidsplan för behandling av de för svensk del aktuella, icke avgjorda säkerhetsfrågorna.



Kontrollrummet i Ringhals 2. TV-monitorerna i förgrunden visar från vänster till höger: Dränagetank för primärvatten i botten på reaktorinneslutningen, ett av sprängblecken på tryckhållningstankens avblåsningstank, reaktorkärlets lock med skyddshöljet till styrtavsmekanismen. (foto: Vattenfall)

8 Svensk reaktorsäkerhet

I kapitel 6 diskuterade vi allmänt risken för reaktorhaverier utifrån olika teoretiska säkerhetsanalyser. I detta kapitel tar vi upp säkerheten vid svenska kärnkraftverk utifrån inträffade tillbud och andra driftserfarenheter, samt tekniska och andra jämförelser mellan svenska och i första hand amerikanska kärnkraftverk. Den korta tid som stått till förfogande har inte medgivit några mer djupgående jämförelser. Frågan om ett haveri liknande det vid TMI-2 kan hända i Sverige analyseras dock förhållandevis ingående. Avslutningsvis i kapitlet diskuteras översiktligt riskerna vid antagna svenska reaktorprogram av olika storlek.

8.1 Inträffade tillbud

Tillbud före den 1 juli 1977

I de flesta länder som har kommersiella kärnkraftverk sker en systematisk rapportering till tillsynsmyndigheterna av alla händelser, som anses ha direkt eller indirekt säkerhetsmässig betydelse. Reglerna för hur denna rapportering skall ske finns för Sveriges del angivna i de säkerhetstekniska föreskrifterna för varje verk.

Händelser av säkerhetsmässig betydelse publiceras löpande i rapporter från statens kärnkraftinspektion (SKI). I den reaktorsäkerhetsstudie i två delar som SKI publicerade i juni 1977 finns sammanställningar av hittills inträffade tillbud. Av dessa tillbud var ett trettiofall av sådan säkerhetsmässig betydelse enligt de säkerhetstekniska föreskrifterna att de föranledde att reaktorn stoppades. I det stora flertalet fall var orsaken komponentfel, framför allt i ventiler, pumpar, m.m. I några fall rörde det sig om brott och sprickor på mindre rör i reaktorsystemet. Utöver dessa tillbud har fel i bl.a. turbin- och generatorsystem föranlett ett stort antal reaktorstopp. För en närmare redovisning av dessa tillbud hänvisas till SKI:s reaktorsäkerhetsstudie.

Ett tillbud i Ågestareaktorn förtjänar dock uppmärksammas som exempel på en orsakskedja som är svår att förutsäga i felträdsanalyser. En läcka uppstod i ett vattensystem, som i sig inte var av betydelse för säkerheten, och vattnet kom att spruta på elektrisk manöverutrustning. Detta utlöste en ej förutsedd händelsekedja som i slutfasen innebar att en mindre mängd vatten från reaktorns primärsystem kom ut till olika behållare i stationen. Detta innebar ingen fara för omgivningen. Men det inträffade visar hur en i och för sig godartad händelse kan leda till allvarliga skador på kärnkraftanläggningen och äventyra säkerheten.

I SKI:s reaktorsäkerhetsstudie av år 1977 återfinns också analyser av hittillsvarande drifterfarenheter. Där pekar man bl.a. på ventilfel som den dominerande orsaken till driftstörningar i svenska kärnkraftverk. Proble-

men med säkerhetsventilerna (avblåsningsventilerna) uppmärksammades särskilt.

Utöver störningar av säkerhetsmässig betydelse pekade man också på det stora antal driftstörningar som föranletts av problem med turbiner och generatorer. Detta hängde samman med att dessa system i flera fall var förstagångsexemplar vad gäller storlek och tekniskt utförande, och att man därmed kunde vänta sig vissa barnsjukdomar.

Tiden 1 juli 1977 – 1 juli 1979

I tabell 8.1 finns en sammanställning av tillbud av sådan säkerhetsmässig betydelse att de enligt de säkerhetstekniska föreskrifterna föranlett att reaktorn stoppats under perioden 1 juli 1977 – 1 juli 1979. Generatorhavarien med åtföljande brand i Barsebäck innebar givetvis omfattande skador men faller formellt inte i samma kategori eftersom själva reaktorns säkerhetssystem ej påverkades.

Bl.a. mot bakgrund av händelseförloppet vid TMI-2 är de två packningsbrotten i Ringhals 2 den 2 februari och den 16 juni 1979 av särskilt intresse.

Tillbud den 2 februari 1979 i Ringhals 2

Vid tidpunkten för tillbudet var reaktorn i drift men med endast en procent effekt. En packning i en fläns i en mätledning i huvudcirkulationskrets 1 brast, d.v.s. man fick ett tillbud i form av en liten läcka i primärsystemet (liten LOCA). Operatörerna ställde rätt diagnos, kompenserade läckan med högtrycksinsprutningen och övergick sedan till rutin för kall avställning av reaktorn enligt instruktionen. Omkring 55 kubikmeter vatten läckte ut till inneslutningen och vidare till uppsamlingstankar.

Orsaken till läckaget befanns vara att ett felaktigt packningsmaterial hade använts. Vidare var flänsarna ej helt parallella. En packning av godkänd typ monterades in och blocket återstartades.

Den lokala säkerhetskommittén vid Ringhals behandlade tillbudet vid sitt sammanträde den 23 februari och beslöt då kräva att packningen skulle bytas ut mot en av ännu högre kvalitet samt att flänsen skulle riktas upp. Detta skulle ske vid den årliga översynen försommaren 1979.

Tillbud den 16 juni 1979 i Ringhals 2

Reaktorn var under uppvärmning efter den årliga översynen 1979. Uppvärmningen skedde väsentligen med huvudcirkulationspumparna. Härden hade ej gjorts kritisk och resteffekten var efter den långa avställningen för översyn och bränslebyte låg. Trycket i primärsystemet var uppe i 154 bar (15,4 MPa) och temperaturen i 270°C.

Tabell 8.1 Tillbud i svenska kärnkraftverk perioden 77-07-01-79-06-30 som föranlett reaktorstopp enligt de säkerhetstekniska föreskrifterna.

<i>Verk</i>	<i>Datum</i>	<i>Händelse</i>
Ringhals 1	77-11-16	För att kunna utföra ett test av reaktorns snabbstoppsystem urkopplades tre vakter ingående i ett snabbstoppsvillkor. Efter testet glömde man att koppla in vakterna och de förblev urkopplade i två veckor.
Oskarshamn 2	78-05-26	Ett läckage p.g.a. spricka uppstod i ett rör med diametern 200 mm i reaktorns renings-system. Sprickan, som var belägen intill rörets påstick på kylsystemet för avställd reaktor, uppstod p.g.a. att ett litet kallvattenflöde blandades med ett varmvattenflöde vilket gav upphov till termisk utmattnings.
Barsebäck 1	78-06-20	Efter läckaget i Oskarshamn 2 undersöktes motsvarande rör i Barsebäck 1 och man fann även där en spricka, dock ej genomgående.
Ringhals 1	78-11-12	P.g.a. att en transformator var överbelastad löste en säkring vilket medförde att vissa indikeringar samt datorn i kontrollrummet upphörde att fungera.
Ringhals 2	79-02-02	Vid effektuppgång upptäckte man att både nivån och trycket i tryckhållartanken sjönk och att fukthalten i inneslutningen steg. Orsaken till detta var ett flänsläckage (blåst packning) i en temperaturmätningssloop i reaktorns primärsystem.
Barsebäck 1	79-02-09	Ökad fukthalt i inneslutningen registrerades i kontrollrummet. Efter nedgång till kall avställd reaktor kunde man konstatera ett brott på ett rör i reaktordelens dränagesystem.
Ringhals 2	79-06-16	Vid effektuppgång erhöles återigen läckage i samma fläns som omnämns ovan. Läckaget berodde denna gång på att en felaktig packning satts in samt en dåligt utförd reparation. För att minimera mängden utläckt vatten försökte man ta ned trycket i reaktorn så fort som möjligt. Under trycksänkingsförloppet blockerades säkerhetsinsprutningen vilket strider mot säkerhetstekniska föreskrifter.

Källa: SKI

Samma packning brast som den 2 februari. Operatörerna konstaterade snabbt, bl. a. via tv-kameror i inneslutningen, att man hade en läcka i primärsystemet. Med hänvisning till den låga resteffekten och önskemål om att snabbt få ner trycket för att minska läckaget blockerade operatörerna automatisk start av högtrycksinsprutning på signal om lågt tryck. Samtidigt kontrollerade man fortlöpande tryck och temperatur med avseende på marginalen till kokning. Som extra kontroll av vätskenivån och eventuell ångblåsbildning följde man noggrant flödet genom den enda huvudcirkulationspump som hölls kvar i drift. Den uppmärksamhet man ägnade dessa mätvärden var naturlig mot bakgrund av att operatörerna kände till händelseförloppet vid TMI-2. Koncentrationen på dessa mätvärden förefaller dock ha lett till ett "tunnelseende", eftersom man uppenbarligen glömde att samtidigt även hålla kontroll på nivån i tryckhållningstanken. Detta ledde till att nivån under 20 till 25 minuter låg under nollnivån i tanken och förmodligen även något under reaktortankens topp. Risken för härdavtäckning var dock liten med hänsyn till den mycket låga resteffekten och ovan redovisad kontroll av nivån via huvudcirkulationspumpen. När den låga nivån i tryckhållningstanken uppmärksammades ökades "Make-up"-flödet varvid nivån snart återkom inom mätområdet. Nerkyllning och avställning av reaktorn fortlöpte sedan normalt. Omkring 57 kubikmeter vatten läckte ut från primärkretsen.

Blockeringen av högtrycksinsprutningen stod i strid mot gällande störningsinstruktioner. Den eftersträvade snabba trycksänkningen hade kunnat åstadkommas på annat sätt.

Orsaken till tillbudet visade sig vara att man ej bytt packning och riktat upp flänsen i enlighet med säkerhetskommitténs beslut efter tillbudet den 2 februari. Tillbudet den 16 juni rapporterades omedelbart till SKI i vanlig ordning. SKI krävde omgående en detaljerad analys av tillbudet samt en redovisning av vidtagna åtgärder. Statens vattenfallsverk meddelade att man efter tillbudet ändrat vissa störningsinstruktioner. Vidare hade man gått igenom tillbudet och störningsinstruktionerna med samtliga operatörer samt sett över vissa underhållsrutiner.

Utredningens kommentarer till tillbudet

De två tillbudet tyder enligt vår mening på uppenbara brister i rutinerna för kvalitetskontroll av underhållsarbeten vid Ringhals 2. Tillbudet bekräftar de svagheter i kvalitetssäkringsfunktionen vid Ringhals som diskuteras närmare i ett följande avsnitt (8.4).

Trots sin kännedom om haveriförloppet vid TMI-2 blockerade operatören högtrycksinsprutningen i strid mot gällande instruktioner. Enligt operatörernas i efterhand lämnade redogörelse tyder dock en rad övriga åtgärder som operatörerna vidtog och deras motiveringar härför på en förhållandevis god förståelse av kritiska drag i det termohydrauliska förloppet.

Skiftenjörernas egen redogörelse för sitt arbete under tillbudet den 16 juni understryker behovet av att skiftenjörerna kan koncentrera sig på att analysera tillbudsförloppet och mot bakgrund härav leda och övervaka operatörernas åtgärder i kontrollrummet i syfte att åstadkomma en snabb och säker avställning av reaktorn. Skiftenjörerna måste kunna överlämna ansvaret för genomförande av alla yttre kontakter och åtgärder, t.ex. tillkallande av strålskyddspersonal, till annan befattningshavare. Detta aktualiserar kravet på att exempelvis vakthavande ingenjör eller annan kvalificerad kraft skall finnas på plats och vara beredd att sköta sådana uppgifter inom högst 30 minuter efter tillbudets början.

8.2 Kan ett haveriförlopp liknande det vid TMI-2 hända i Sverige?

Enligt våra direktiv skall vi utreda huruvida ett haveri, liknande det som inträffat vid TMI-2 kan inträffa i svenska kärnkraftverk samt hur stor sannolikheten i så fall är att detta kan inträffa.

Denna fråga kan i första hand ställas vad gäller de tre svenska tryckvattenreaktorerna Ringhals 2, 3 och 4. Dessa är av samma typ men av något annorlunda konstruktion än reaktorn i TMI-2. De är också av annat fabrikat (Westinghouse). Av de tre tryckvattenblocken i Ringhals har endast Ringhals 2 hittills tagits i drift.

I följande avsnitt analyserar vi först de tekniska och andra skillnader som föreligger mellan TMI-2 och de svenska tryckvattenblocken i Ringhals. Därefter diskuterar vi sannolikheten för att ett TMI-2-liknande haveri skulle ha kunnat inträffa i Ringhals 2 före den 28 mars 1979 och för att det kan inträffa idag. Avsnittet avslutas med våra sammanfattande slutsatser rörande den i direktiven ställda frågan.

Teknisk analys

Tidigare redovisade säkerhetsanalyser visar att det i och för sig finns flera tänkbara händelsekedjor som kan leda till hårdhaverier av samma omfattning som vid TMI-2. Med ett händelseförlopp liknande TMI-2 avser vi dock i det följande en läcka i primärsystemet som leder till ett onormalt kokningsförlopp med ett minskande kylvatteninnehåll i systemet. Detta minskande kylvatteninnehåll upptäcks inte i tid av operatörerna för att förhindra ett haveri med omfattande frigörelse av radioaktiva klyvningsprodukter, i första hand till reaktorns primärsystem och inneslutning. I det följande diskuterar vi några skillnader mellan Ringhals 2 och TMI-2 av betydelse för utvecklingen av ett sådant händelseförlopp.

Avblåsningsventilens konstruktion.

TMI-2 och Ringhals 2 har avblåsningsventiler av olika konstruktion och fabrikat. Skillnader i tillförlitlighet mellan olika ventiltyper har ej närmare analyserats. Allmänt har dock tillförlitligheten för denna typ av ventiler länge varit ett problem (se t.ex. SKI:s reaktorsäkerhetsstudie från 1977). Upp till nio tillbud med fastnade avblåsningsventiler är rapporterade för Babcock & Wilcoxreaktorer och ett tillbud för Westinghousereaktorer (Beznav). Detta kan ha samband med skillnaderna i anropsfrekvens (se nedan). Skillnaderna i tillförlitlighet får därför enligt vår mening ej tillmätas någon större betydelse vid en jämförande riskanalys.

Anropsfrekvens för avblåsningsventiler

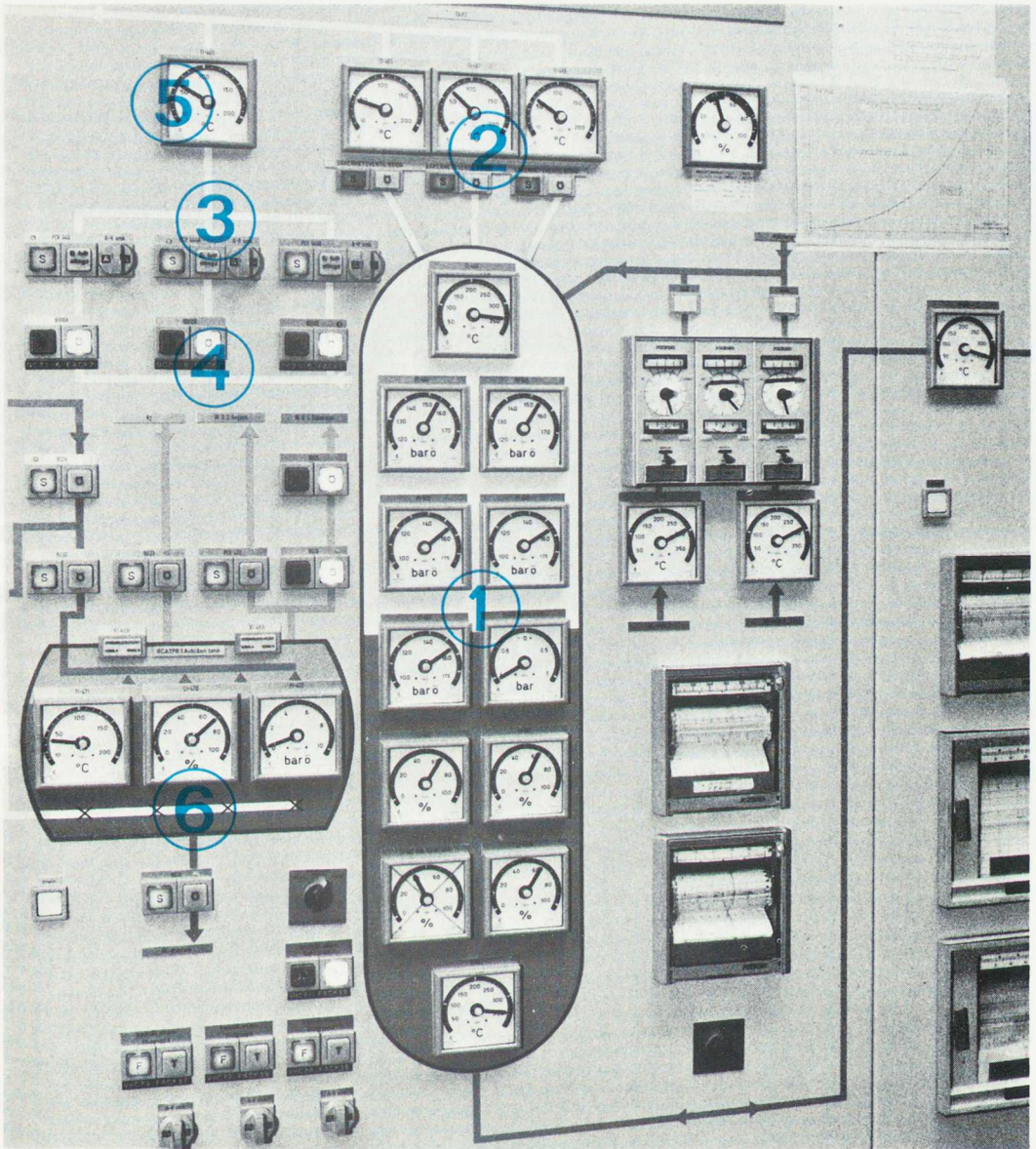
Enligt tillgänglig driftstatistik anropas avblåsningsventilerna i Westinghousereaktorerna i genomsnitt mer sällan (en gång på fyra reaktorår) än för Babcock & Wilcox-reaktorer (sex gånger per reaktorår). Detta torde främst bero på skillnader i reglersystemet vid snabbstopp. Ringhals 2 har dock uppvisat en för Westinghousereaktorer onormalt hög anropsfrekvens, främst på grund av driftstörningar i tryckregleringssystemet. Sålunda skedde under de två första driftåren ett tjugotal anrop. Under den senaste treårsperioden har avblåsningsventilen endast anropats vid två tillfällen. De driftstörningar som var orsaken till den höga anropsfrekvensen synes sålunda i stort sett eliminerats. Skillnader i anropsfrekvens mellan Ringhals 2 och TMI-2 kan dock enligt vår mening ej tillmätas någon betydelse vid en jämförande riskanalys, särskilt inte om man går några år tillbaka i tiden.

Ånggeneratorernas utformning.

Analysen av TMI-2-haveriet visar att det kortvariga bortfallet av matarvatten och den snabba torrkokningen av ånggeneratorerna omedelbart efter snabbstoppet haft ringa betydelse för det fortsatta händelseförloppet. Det faktum att ånggeneratorerna i Westinghousekonstruktionen befinner sig helt ovan hårdnivån torde bidra till att tiden fram till härdavtäckning förlängs vid läckor och kokningsförlopp som det vid TMI-2. Operatörerna får sålunda längre tid på sig att hitta felet innan härden skadas. Enligt vår mening bör detta tillmätas en viss betydelse vid en jämförande riskanalys.

Förbindelseröret mellan tryckhållningstanken och varma benet.

Detta förbindelserör är i Babcock & Wilcoxreaktorn utformat så att det kan bildas ett vattenlås mellan tryckhållningstanken och reaktorsystemet i övrigt. Detta kan ej ske i Westinghousekonstruktionen. Westinghouse egna analyser visar dock att vid läckor på tryckhållningstankens topp gör detta ingen skillnad. Det uppstigande ångflödet genom röret förhindrar att tryckhållningstanken töms ned i reaktorkärlet såvida läckan ej är mycket liten. Som framgår av analysen av TMI-2-haveriet var härden redan allvarligt skadad när denna skillnad i konstruktionen kunde påverka förloppet.



- ① Instrument för tryck, temperatur och nivå i tryckhållningstanken
- ② Lägesindikering för säkerhetsventiler (3 st) och indikering av temperatur i avblåsningsrör
- ③ Manöverdon för avblåsningsventiler (3 st) med lägesindikering
- ④ Manöverdon för blockeringsventiler (3 st)
- ⑤ Temperaturmätare för avblåsningsrör från avblåsningsventiler med tillhörande blockeringsventiler
- ⑥ Instrument för nivå, tryck och temperatur i avblåsningsstank jämte indikering på utlösta sprängbleck.

Figur 8.1
Kontrollrummet i Ringhals 2: Kontrollpanel för tryckhållningstanken

Utlösning av isolering av inneslutning.

Ringhals 2 har en säkerhetsmässigt bättre utlösningslogik för automatisk isolering av inneslutningen än TMI-2. Inneslutningen hade sålunda isolerats tidigare i förloppet. Som framgår av analysen av TMI-2-haveriet skedde dock huvuddelen av de radioaktiva utsläppen via hjälpsystem för vilka isoleringen till inneslutningen medvetet brutits. Vid en försiktig bedömning bör man utgå från att motsvarande problem hade uppträtt även vid Ringhals 2.

Instrumentering.

I motsats till TMI-2 har Ringhals 2 givare som direkt visar avblåsning-ventilens läge i kontrollrummet. Instrument som visar tillståndet i tryckhållningstanken, avblåsning-ventilens läge och tillståndet i avblåsningstanken är placerade överskådligt och samlat på central plats i kontrollrummet. Operatörerna i Ringhals 2 har sålunda väsentligt bättre möjligheter att upptäcka en ventil som fastnat i öppet läge (se figur 8.1).

Ringhals 2 har sedan sommaren 1979 även tv-övervakning i inneslutningen, bl.a. som hjälp för att upptäcka och lokalisera läckor. TV-installationen krävdes av SKI efter haveriet i TMI-2. Skillnaden i instrumentering är enligt vår mening av avgörande betydelse vid en jämförande riskanalys.

Operatörsutbildning och störningsinstruktioner.

Betydelsen av skillnader i operatörsutbildning är svår att bedöma, särskilt när det gäller läget före den 28 mars 1979. Det finns anledning anta att utbildningen av operatörerna vid Ringhals 2 uppvisade liknande brister som vid TMI-2. Störningsinstruktionerna för Ringhals 2 är tydligare utformade, men det brast i träning i hantering av läckor på tryckhållningstankens topp.

Att en läcka på tryckhållningstankens topp, t.ex. i form av en ventil som fastnat i öppet läge, ledde till en kombination av lågt tryck och hög nivå i tryckhållningstanken var sedan länge känt av Westinghouse och statens vattenfallsverk. Detta anfördes som ett huvudmotiv från verket när det 1977 hos SKI begärde att få ändra logiken för automatisk utlösning av högtrycksinsprutningen på Ringhals 2. SKI gav sitt godkännande och ändringen genomfördes under den årliga avställningen av Ringhals 2 sommaren 1977. Vid en jämförande riskanalys bör dock enligt vår mening ovannämnda skillnader inte tillmätas någon större betydelse.

Sannolikheten för ett haveri liknande TMI-2 i Ringhals före och efter den 28 mars 1979

Bedömningen av sannolikheten för att ett haveri liknande TMI-2 skulle inträffa i Ringhals blir enligt vår mening olika för perioden före respektive efter den 28 mars 1979.

Redan före den 28 mars var sannolikheten lägre än vid TMI-2, främst på grund av väsentligt bättre instrumentering till hjälp för operatörerna att snabbt hitta en felfungerande avblåsningsventil. Tillbud i form av läcka i andra delar av primärsystemet hade inträffat men klarats av utan att kylningen av härden äventyrades. Reaktorn var vid tillfället uppe i drifttemperatur och drifttryck men ej under effektdrift. Detta torde dock haft mindre betydelse för händelseförloppet, t.ex. vad gäller krav på säkerhetssystemens funktion och operatörernas handlande. Det är en mer öppen fråga om operatörerna klarat ett tillbud med en läcka i form av packnings- eller rörbrott på tryckhållningstankens topp. Sannolikheten för ett sådant brott just på detta ställe i reaktorsystemet är erfarenhetsmässigt avsevärt lägre än för ett ventilfel. Vi vill emellertid i detta sammanhang erinra om att brister i underhållsarbeten vid Ringhals orsakat tillbud i form av packningsbrott i primärsystemet.

I TMI-2 var det underhållsarbeten som utlöste händelseförloppet, samt uteblivna underhållsarbeten som bidrog till svårigheterna att ställa rätt diagnos, dvs hitta den öppna avblåsningsventilen, eftersom den läckt en längre tid. Detta visar på samma typer av försummelser i kvalitetssäkringsarbetet i TMI-2 och i Ringhals.

I nuläget är lägesindikeringen på avblåsningsventilerna ytterligare förbättrad och tv-övervakning av inneslutningen införd. Sannolikheten för driftstörningar som leder till anrop av avblåsningsventilerna har minskats, särskilt om man jämför med förhållandena några år tillbaka. Efter haveriet i TMI-2 blev operatörerna mer medvetna om riskerna för felhandlande vid vissa tillbudsförlopp. Ändå fanns vid tillbudet den 16 juni inslag av TMI-2-liknande felhandlande av operatörerna vid Ringhals 2. Idag har dock operatörerna väsentligt bättre utbildning i att hantera läckor i primärsystemet av olika slag. Inom något år kan förväntas ytterligare förbättrad instrumentering för att kontrollera kylvattennivån i reaktortanken. Redan den ventil som efter haveriet vid TMI-2 installerades i toppen av reaktorkärlet på Ringhals 2 utformades så att den kan ge indikation på att vattennivån når till toppen av reaktorkärlet.

Vi kan därför konstatera att sannolikheten för ett TMI-2-liknande haveriförlopp vid Ringhals 2 har minskat avsevärt jämfört med läget före den 28 mars. Detta får dels tillskrivas ytterligare förbättrad instrumentering, dels vidgad utbildning av operatörerna. Härigenom torde de ha fått en allmänt ökad förståelse för tryckvattenreaktorers termohydrauliska uppträdande och hur man diagnosticerar kritiska drag i detta, vilket kan förväntas ha en säkerhetshöjande effekt även vid andra tillbud än de som orsakas av en fastnad avblåsningsventil.

Sammanfattande riskbedömning

Vår sammanfattande slutsats av analyserna ovan och av de tillbud som

inträffat vid Ringhals 2, vilka diskuterats i föregående avsnitt, blir att ett haveri liknande det vid TMI-2 skulle ha kunnat inträffa vid Ringhals 2 och kan inträffa idag. Sannolikheten för en sådan händelse var dock lägre än den var vid TMI-2, främst p.g.a. väsentligt bättre instrumentering. Sannolikheten är också lägre idag än vad den var före den 28 mars 1979. Även om det allvarliga tillbudet i Ringhals 2 i juni 1979 i viss mån skulle kunna tala i motsatt riktning har dock utredningen gjort den samlade bedömningen att i dagsläget sannolikheten för ett TMI-2-liknande haveriförlopp vid Ringhalsreaktorerna avsevärt har minskat jämfört med läget före den 28 mars. Trots ytterligare förbättrad instrumentering och utbildning av operatörerna vill utredningen dock framhålla att det fortfarande ställs höga krav på operatörerna när det gäller snabba och korrekta åtgärder vid tillbud av typen läckor i primärsystemet.

8.3 Säkerheten vid svenska kokarreaktorer. Jämförelser med tryckvattenreaktorer och med amerikanska konstruktioner

Svenska kokarreaktorers känslighet för TMI-2-liknande felfunktioner

De tidigare redovisade säkerhetsanalyserna visar att det även vid kokarreaktorer kan uppträda händelsekedjor som leder fram till hårdhaverier av liknande typ som vid TMI-2. För kokarreaktorer är det dock svårt att hitta händelseförlopp som är direkt jämförbara med det vid TMI-2, eftersom kokarreaktorerna är konstruerade och fungerar efter andra tekniska principer. Det kan dock vara av intresse att allmänt diskutera svenska kokarreaktorers känslighet för några av de viktigare tekniska och mänskliga felfunktioner som ingick i TMI-2-förloppet. Till dessa felfunktioner hörde:

- Liten läcka i reaktorsystemet, i detta fall i form av en avblåsningsventil som fastnat i öppet läge.
- En onormal avkokning av kylvatten som ej uppmärksammades av operatörerna på grund av brister i instrumentering och utbildning, och som ledde till att härden frilades, överhettades och rasade samman.
- Utsläpp av radioaktiva ämnen, framför allt via läckor i olika hjälpsystem utanför inneslutningen.

Beträffande svenska kokarreaktorers känslighet för sådana felfunktioner vill vi framhålla följande:

- Även kokarreaktorer har avblåsningsventiler. I de svenska reaktorerna visas ventilernas faktiska läge i kontrollrummet. Därifrån kan man även manövrera blockeringsventiler i serie med avblåsningsventilerna.

För kokarreaktorer kan anropsfrekvensen erfarenhetsmässigt uppskattas till tre–fyra gånger per år. Enligt svensk provningsstatistik och drifterfarenheter fastnar ventilen i öppet läge cirka en gång på 100 anrop. Blockeringsventilen har fungerat i samtliga fall de behövt tas i anspråk vid svenska reaktorer. Säkerhetsanalyserna visar att om samtliga matarvatten- och nödkylsystem strejkar samtidigt som såväl avblåsningsventilen som dess blockeringsventil hängt sig i öppet läge leder detta troligen till torrkokning, överhettning av härden och ytterst härdsvälta i ett relativt utdraget förlopp liknande det vid TMI-2.

- I kokarreaktorn är, som framgår av namnet, kokning i reaktorkärlet det normala drifttillståndet. Reaktorkärlet är försett med flera oberoende system för att mäta och reglera vattennivån. Instrumenten gör det möjligt för operatören att följa vattennivån även om den skulle sjunka under härdens topp.
- Operatörernas utbildning är i hög grad inriktad på att kontrollera kokningsförloppet och vattenmängden i härden.
- Svenska kokarreaktorer är från början konstruerade med utgångspunkt från den s.k. 30-minutersregeln. Den innebär att vid tillbud av olika slag, som medför utlösning av säkerhetssystemen, t.ex. snabbstopp, så skall operatörerna normalt inte behöva ingripa de första 30 minuterna för att säkerställa kylningen av reaktorhärden. Naturligtvis kan man aldrig vara helt säker på att alla tillbudsförlopp förutsetts vid konstruktionen av automatiken. Därför skall operatören alltid övervaka automatiken och kunna ingripa vid behov. Det väsentliga är att regeln tvingar fram en ingående analys av vilka åtgärder som snabbt behöver vidtas i inledningskedet av en rad tillbud som ingår i de av tillsynsmyndigheterna krävda säkerhetsanalyserna, t.ex. läckor av olika storlek och på olika platser i reaktorns rörsystem. Som exempel på resultatet av denna analys kan nämnas att 30-minutersautomatiken på svenska kokarreaktorer automatiskt öppnar eventuellt felställda matarvattenventiler.
- I de svenska kokarreaktorerna utvecklar varje enskilt bränsleelement lägre effekt per längdenhet än bränsleelementen i TMI-2. Detta minskar risken för överhettning vid bristande kylmedelcirkulation.
- Om härden ändå skulle skadas så att ädelgaser och vätgas frigörs äventyrar inte detta den fortsatta cirkulationen av kylvatten på samma sätt som i en tryckvattenreaktor. Gaserna kan i en kokarreaktor lätt blåsas av till inneslutningen.
- De svenska kokarreaktorernas inneslutningar är vid drift fyllda med kvävgas. Därigenom föreligger ingen risk för vätgasbränder eller vätgasexplosioner i inneslutningen.

- Att döma av erfarenheterna från TMI-2 kommer nedblåsningsbassängen i en kokarreaktorinneslutning att fungera som ett filter mot utsläpp av radioaktivt jod i många haverisituationer. Visst läckage framför allt av radioaktiva ädelgaser via hjälpsystem utanför inneslutningen, vilka måste vara i drift under ett långvarigt haveriförlopp, kan inte helt uteslutas. Därvid bör noteras att turbinhall och andra utrymmen vid ett kokaraggregat redan under normaldrift har en mer höggradig filtrering och fördröjning av ventilationsluften. Detta hänger samman med att turbin och kondensor med tillhörande matarvattenpumpar och reningssystem utgör en del av reaktorns primärkrets. Därför har man vid konstruktionen räknat med läckage av radioaktiva ämnen till bl.a. turbinhallen.

Mot bakgrund av ovanstående faktorer finner vi att sannolikheten för att de felfunktioner som har betydelse för TMI-2-haveriet skall uppträda eller få allvarliga följdverkningar vid svenska kokarreaktorer måste betecknas som utomordentligt liten.

En uppskattning av följdverkningarna av radioaktiva utsläpp vid svenska reaktorlägen av samma omfattning av det som skedde vid TMI-2-haveriet har redovisats i kapitel 1.

Allmänna skillnader mellan tryckvattenreaktorer och kokarreaktorer

Diskussionen i föregående avsnitt innebär inte i och för sig att kokarreaktorerna allmänt sett kan anses säkrare än tryckvattenreaktorerna. De säkerhetsanalyser som hittills gjorts och som redovisas bl.a. i kapitel 6 tyder inte heller på att det finns avgörande skillnader ur säkerhetssynpunkt mellan kokarreaktorer och tryckvattenreaktorer om hänsyn tas till de osäkerheter som finns i analyserna.

De två reaktortyperna förfaller dock att ha sina känsliga punkter inom olika områden när det gäller säkerheten mot haverier.

Teoretiska säkerhetsanalyser som senast den tyska Birkhoferstudien likaväl som erfarenheterna från TMI-2 pekar på att till tryckvattenreaktors svaga punkter hör mänskligt felhandlande i samband med olika tillbud, t.ex. små läckor i primärsystemet. Vi vill här framhålla att den s.k. 30-minutersregeln ligger till grund för utformning av säkerhetssystemen även vid de svenska tryckvattenreaktorerna. I motsats till Asea-Atoms kokarreaktorer har man dock ej kunnat utgå från 30-minutersregeln redan vid reaktorkonstruktionen. I stället fick man i efterhand anpassa en redan föreliggande amerikansk konstruktion till 30-minutersregeln. Bl.a. drift-erfarenheterna från Ringhals 2 tyder på att 30-minutersregeln i praktiken inte fått samma genomslag där som vid de svenska kokarreaktorerna. Detta kan även hänga samman med tryckvattenreaktorernas snabbare reaktionsmönster vid vissa typer av störningar och tillbud. I sammanhanget kan nämnas att tyska tryckvattenreaktorer gått längre i automatisering. Bl.a. stängs blockeringsventilen i serie med avblåsningsventilen

på tryckhållningstankens topp automatiskt efter några sekunder om lägesgivaren på avblåsningssventilen inte kvitterat en beordrad stängningssignal. Automatiseringen av en sådan funktion underlättas av att högtrycksinsprutningen på tyska reaktorer har ett högsta arbetstryck som är lägre än öppningstrycket för såväl avblåsningssventiler som säkerhetsventiler.

För kokarreaktorerna tyder säkerhetsanalyserna på att de svaga punkterna ur säkerhetssynpunkt är riskerna för att samtliga matarvatten- och nödkylningssystem strejkar helt eller delvis i samband med större eller mindre läckor i reaktortankens botten. Hit hör även frågan om hårdstrilarnas effektivitet i sådana lägen (se kapitel 6, avsnitt 6.1). Risken för läckor i reaktortankens botten bedöms större än vid tryckvattenreaktorer, på grund av att kokarreaktorerna har ett större antal anslutningar i reaktortankens botten. Moderna reaktorkonstruktioner som Forsmark 3 är därvid mindre känsliga än äldre konstruktioner med yttre huvudcirkulationspumpar. Bortfall av matarvatten- och nödkylningssystem förutsätter att ett antal tekniska felfunktioner samtidigt inträffar. Som framgått av riskanalyserna är de svenska reaktorerna här i flera avseenden mindre känsliga än många andra, bl.a. på grund av väsentligt säkrare strömföröring från yttre nät. Mänskligt felhandlande kan få betydelse vid vissa typer av tillbud. Som exempel kan nämnas att utlösning av borering måste ske manuellt vid utebliven styrstavsfunktion.

8.4 Jämförelse av icke-tekniska säkerhetsfaktorer

Den samlade säkerhetsnivån i kärnkraftssystemet bestäms inte bara av tekniska egenskaper hos kärnkraftverken. Haveriet vid TMI-2 visar att "den operativa säkerheten", d.v.s. säkerheten i det system som svarar för driften av kärnkraftverken är av minst lika stor betydelse.

Detta system är organisatoriskt omfattande. Förutom de enheter och den personal som är direkt ansvariga för driften ingår också underhållsverk-samheten samt bakomliggande funktioner för utbildning, kvalitetssäkring m.m. Ytterst ingår den samlade verksamheten och ledningen inom hela kärnkraftföretaget. Företagen stöds i sin tur bl.a. av tillverkarna och särskilda utbildningsorganisationer och kontrolleras av tillsynsmyndigheterna (i Sverige statens kärnkraftinspektion (SKI) och statens strålskyddsinstitut (SSI)).

Ovanstående principbeskrivning gäller i huvudsak för alla länder. När det gäller praktisk rollfördelning finns däremot betydande skillnader, exempelvis mellan USA och Sverige. Inte minst gäller detta tillsynsmyndigheternas roll. Denna diskuteras utförligare i avsnitt 9.2 men beskrivs kortfattat även här. Det amerikanska NRC är en, även relativt,

väsentligt större organisation än sin svenska motsvarighet och bygger sin verksamhet på ett mycket omfattande regelsystem. Denna skillnad har tidigare ofta bedömts som en svaghet i det svenska systemet. Det har sagts att de svenska resurserna är otillräckliga för den nödvändiga omfattande säkerhetsgranskningen.

Efter haveriet vid TMI-2 är det emellertid inte lika givet att jämförelsen utfaller till svensk nackdel. Inte minst inom NRC självt har det framförts att det i detalj formaliserade amerikanska systemet lagt en förlamande hand över många kraftföretags initiativkraft i säkerhetsfrågor och dessutom inom NRC dragit uppmärksamheten från säkerhetsfrågorna i stort. Det mycket komplicerade formaljuridiska förfarandet har säkert inte heller bidragit till en hög effektivitet i NRC:s säkerhetsarbete.

I Sverige har systemet i väsentligt större utsträckning byggt på informella kontakter mellan tillsynsmyndigheter och kraftföretag. Som framgår av avsnitt 9.2 anser utredningen att väsentliga fördelar finns med ett sådant system, men att också vissa olägenheter i form av beroende och otillräcklig auktoritet kan riskeras om inte särskilda motåtgärder vidtas.

Kraftföretagen i USA uppvisar en stor spännvidd då det gäller kvalitet och resurser för säkerhetsarbetet. Några av dem har uppenbarligen analysmöjligheter som ligger nära reaktortillverkarnas och en erkänt mycket hög klass på det samlade säkerhetsarbetet. Andra visar påtagliga brister. Utredningen har inte underlag för någon säker jämförelse mellan svenska och amerikanska kraftföretag.

Kvalitetssäkringen inom kraftföretagen är en viktig del av det samlade säkerhetsarbetet. Den berör inte minst underhållsfunktionerna vid kärnkraftverken. TMI uppvisade flera brister i detta avseende, vilket bidrog till haveriet där. Utredningen har inte gjort någon genomgång av kvalitetssäkringsfunktionen vid alla de svenska kärnkraftverken och kan därför inte fälla något totalt omdöme. Kvalitetssäkringsfunktionen speciellt vid Ringhals har däremot granskats i Det Norske Veritas' underlagsrapport (Veritas 1979). Rapporten är kritisk mot såväl resurser som organisation m.m. för detta arbete. Statens vattenfallsverk har denna höst tagit viktiga initiativ i säkerhetshänseende som även berör kvalitetssäkringsfunktionen (jämför kapitel 9, avsnitt 9.3). Läget vid vattenfallsverket tidigare detta år ger däremot inte anledning hävda att kvalitetssäkringsfunktionen var bättre än vid de amerikanska verken.

Utbildningsfrågorna behandlas närmast i kapitel 9 avsnitt 9.6. Utredningen konstaterar att det knappast finns något underlag för en generell värdering av den svenska utbildningen jämfört med den amerikanska. Vissa brister i den amerikanska utbildningen av driftpersonal finns även här. Dock noteras en högre ambition i Sverige då det gäller att skapa insikt och förståelse av processerna i stället för att enbart förlita sig på givna instruktioner.

Tillverkarnas roll är mycket väsentlig för säkerhetsarbetet såväl i USA som i Sverige. De har uppenbart ett avgörande inflytande över den tekniska grundkonstruktionen men bidrar också i större eller mindre utsträckning då det gäller mera omfattande tekniska förändringar. Dessutom har tillverkarna en avgörande roll för säkerhetsanalyser såväl i anläggningsfasen som senare. S.k. transientanalyser utförs exempelvis i stor utsträckning hos tillverkarna.

Utredningen bedömer det inte möjligt att göra någon säker jämförelse mellan tillgången till tillverkarkompetens i Sverige och USA. Då det gäller tryckvattenreaktorer är tillverkaren densamma (Westinghouse) som för åtskilliga amerikanska verk. Ingenting tyder på att det geografiska avståndet har någon betydelse, och vattenfallsverkets deltagande i en ägargrupp för Westinghousereaktorer säkerställer numera i ännu högre grad tillgång till väsentlig information.

För kokarreaktorerna kan möjligen hävdas att Asea-Atom har mindre resurser än sin amerikanska motsvarighet. Det är emellertid tydligt att Asea-Atom har gjort ett långtgående engagemang i sina köparens säkerhetsfrågor och att tillgången till säkerhetsrelaterad information därifrån inte varit mindre än motsvarande från Westinghouse då det gällt tryckvattenreaktorerna.

Utredningen vill vid jämförelsen mellan amerikanska och svenska säkerhetsförhållanden också peka på det svenska samarbetet mellan kraftföretagen och SKI beträffande säkerhetshöjande åtgärder (numera inom SKISOS, se kapitel 9, avsnitt 9.2) som en för Sverige positiv faktor. Delvis i anslutning härtill har kraftföretagen, utan formella krav från SKI i någon större utsträckning, visat avsevärd initiativkraft då det gällt att successivt förbättra säkerhetsnivån vid de svenska kärnkraftverken.

8.5 Sammanfattande bedömningar av sannolikheten för haverier i svenska kärnkraftverk

Sammanfattningsvis kan här liksom i kapitel 6 konstateras att inget framkommit som tyder på att svenska reaktorblock är avsevärt osäkrare än de amerikanska typanläggningar som ingått i olika säkerhetsanalyser som exempelvis Rasmussen-studien. Tvärtom visade redan energikommissionens studier att de modernare svenska reaktorerna är säkrare i vissa avseenden, bl.a. vad gäller brandskydd och säker elförsörjning från yttre nät. Vår bedömning är också att de svenska kontrollrummen ger en bättre och överskådligare presentation av tillståndet i olika delar av reaktorsystemet än många amerikanska kontrollrum. Vi vill dock understryka att tiden inte medgivit en mer omfattande och djupgående teknisk och organisatorisk jämförelse av svensk och amerikansk reaktorsäkerhet.

8.6 Risker vid ett svenskt kärnkraftprogram. Skadeverkningar vid olyckor.

En uppskattning av riskerna med ett svenskt kärnkraftprogram måste förses med starka reservationer för den inneboende osäkerheten. De principiella och praktiska vanskligheterna i att använda siffror från driftserfarenheter och säkerhetsanalyser har påpekats tidigare.

Haverier som berör omgivningen förhållandevis litet, som TMI-2, kan inträffa med en sannolikhet som är tillräckligt stor för att man skall kunna göra sig en föreställning om den. Olyckor med större konsekvenser för omgivningen är osannolika. Man kan bara få en föreställning om dem från de teoretiska säkerhetsanalyserna. De allra största olyckor som det går att tänka sig kräver ett mycket speciellt samspel av olyckstyp och väderförhållanden. Det är knappast meningsfullt att ange några sannolikheter för dessa extrema fall.

Haveririsker vid reaktorprogram av olika storlek

För svenskt vidkommande kan det vara av intresse att diskutera risker förknippade med dels ett reaktorprogram om sex reaktorer, varav en av tryckvattentyp, använda under upp till tio år och dels ett program om tolv reaktorer varav tre av tryckvattentyp under cirka tjugofem år.

Haverier med utsläpp av samma begränsade omfattning som vid TMI-2, eller ännu mindre, kan innefatta kapslingsskador eller partiella härdskador utan smältning. Sådana haverier får inga större hälso- eller miljöeffekter. Säkerhetsanalysernas sannolikhetsuppskattningar kan här ses mot bakgrund av driftserfarenheterna, som inte talar emot dem. För det större svenska programmet skulle man – med alla reservationer som nämnts ovan – kunna ange en haverisannolikhet på sex procent, för det mindre ca femtedelen därav. Osäkerheten gör dock att upp till tio gånger högre eller lägre haverisannolikheter inte kan uteslutas.

De lindrigaste haverierna med härdsmälta har även de begränsade skadeverkningar – högst någon enstaka akut strålskada och därtill något cancerfall per år under några årtionden, samt mindre än en km² belagt område. Sannolikhetstalen som kan anges är betydligt mindre än i det förra fallet och kan knappast bekräftas eller motsägas av drifterfarenheten hittills. För det större programmet kan man från säkerhetsanalyserna härleda en haverisannolikhet om cirka en procent och för det mindre ca femtedelen därav. Osäkerhetsområdet täcker upp till tio gånger högre eller lägre värden.

De olyckor som ger mera allvarliga konsekvenser kräver större utsläpp från inneslutningen. De kan t.ex. ge några hundra fall av akuta strålskador och några hundra fall av cancer årligen under några årtionden framåt. Det belagda området kan uppgå till flera tusen km². Vill man försöka

uppskatta en sannolikhet för olyckor av detta slag finns ingen annan möjlighet än att utgå från de teoretiska säkerhetsanalysernas resultat.

För de antagna svenska programmen skulle sannolikheten för olyckor av detta slag då bli av storleksordningen tiondels procent. Osäkerheten täcker även här upp till tio gånger högre eller lägre värden.

Extrema olyckor

De värsta tänkbara konsekvenserna vid ett reaktorhaveri förutsätter ogynnsammast tänkbara omständigheter i alla led av haveri och spridning av radioaktiva ämnen. En beskrivning av det värsta som kan hända är av intresse för att förstå hur dessa faktorer samverkar medan ett försök att ange en sannolikhet inte skulle tillföra något väsentligt.

Det värsta som kan hända under sådana omständigheter är att de radioaktiva ämnena förs med vinden mot tätbebyggda områden. Vid svag vind eller regn uppträder de största stråldoserna inom några kilometers avstånd. Det viktigaste bestrålningsvägarna är genom inandning av radioaktivt stoft när de förorenade luftmassorna passerar samt genom strålning från den radioaktiva markbeläggningen i vindriktningen.

Vid regn ökar mängden radioaktiva ämnen på marken och kan redan inom ett dygn ge oskyddade personer inom avstånd på 30–40 km så höga stråldoser att det medför risk för akut strålsjuka. Risk för fosterskador kan förekomma på ännu större avstånd. Den radioaktiva markbeläggningen kan vid stora olyckor nödvändiggöra evakuering av de mest drabbade områdena inom ett dygn. Om stora mängder långlivat cesium-137 har släppts ut kan områden på 100-tals till 1.000-tals kvadratkilometer bli obrukbara under många år, om man inte kan finna saneringsmöjligheter. Man vet föga om de sociala följderna av detta.

Skadliga lungdoser kan erhållas efter inandning av den radioaktiva luftföroreningen där denna driver fram med vinden, särskilt när det inte regnar. Vid speciella väderförhållanden (temperaturinversion) kan en sammanhållen plym av förorenad luft nå långt och i vissa fall förorsaka skadliga lungdoser på större avstånd än 40 km. Möjligheten att undvika sådan bestrålning genom evakuering bedöms vara mycket små.

Det antal dödsfall i akut strålsjuka som kan förväntas efter en maximal olycka i ett kärnkraftverk beror således kraftigt av väderförhållanden men kan i ogynnsammaste fall röra sig om tusental. Antalet cancerfall kan bli ännu större. Större delen av den kollektiva stråldosen (produkten av antalet bestrålade personer och deras genomsnittliga stråldos) faller emellertid vid torrt väder och vanliga vindstyrkor på avstånd som, efter omständigheterna, är större än 300–800 km. Antalet cancerfall efter en maximal reaktorolycka i Sverige skulle därför bli rätt oberoende av reaktorns geografiska läge, men beroende av vindriktningen.

Beläggning av eventuella jordbruksområden i vindriktningen med radioaktiv jod kan göra mjölk därifrån odrickbar under någon månad eller två om olyckan sker under betessäsongen. Vid stora jodutsläpp kan områden i vindriktningen på upp till 1.000 kms avstånd beröras.

En del av de uppgifter som här har nämnts ingår i bakgrundsmaterialet till strålskyddsinstitutets pågående beredskapsutredning.

Utgångspunkter för riskuppskattningar i avsnitt 8.6. 8:1

Beräkningarna av skadeverkningar och deras sannolikheter i texten bygger på följande grundmaterial.

Sannolikheterna för haverier har hämtats från Rasmussen-rapporten (WASH-1400). Som framgår i kapitel 6 bör dessa siffror omges med ett osäkerhetsintervall med upp till tio gånger lägre eller högre värden. Denna osäkerhet är till största delen subjektivt grundad. Från rent statistisk-vetenskaplig synpunkt är varken sannolikhetstalen eller osäkerhetsbanden väldefinierade – men de är de enda tillgängliga siffror som i samlad form redovisar säkerhetsanalysernas resultat. Bl.a. tillsynsmyndigheter som NRC och SKI anser dock att siffrorna inte bör utnyttjas som argument vid politiskt beslutsfattande.

Svenska reaktorer kan från risksynpunkt anses vara jämförbara med dem i WASH-1400. De som undersökts är Forsmark 3, som i en säkerhetsanalys fick lägre haverisannolikhet, och Barsebäck 2, som fick något högre.

De svenska reaktorprogrammen har antagits omfatta ca 300 driftår, varav ca 75 med PWR, respektive högst 60, varav högst tio med en PWR.

Ingen hänsyn har tagits till eventuella förändringar i säkerheten under programmets löptid. Nyare reaktorkonstruktioner är troligen säkrare än äldre. Under inkörningsperioden visar de flesta reaktorer ett högre antal driftstörningar som leder till anrop av säkerhetssystemen. Vunna erfarenheter och tekniska förbättringar höjer sedan säkerheten. Mot slutet av reaktorernas livslängd kan "ålderdomssymptom" som ej förutsetts eller eljest uppmärksammas komma att ge lägre säkerhet.

Sannolikheten i WASH-1400 för haverier utan härdsmälta men med vissa utsläpp har citerats jämförelsevis litet. De är per driftår 0.0004 för en tryckvattenreaktor (PWR) och 0.0001 för en kokareaktor (BWR).

Sannolikheten för härdsmälta i WASH-1400 är per driftår 1/17000 för en PWR och 1/34000 för en BWR. Det troligaste vid en härdsmälta är relativt obetydliga utsläpp.

Omfattande utsläpp kan ge akuta strålskador och ökad risk för cancer och ärftliga skador. Ett medelvärde för befolkningsförhållandena vid amerikanska reaktorlägen och ett genomsnitt för olika väderförhållanden ger enligt WASH-1400 en sannolikhet av 1/1.000.000 per driftår för ca 300 strålskadade och ett par hundra cancerfall årligen under några årtionden.

De extrema konsekvenser som beskrivits i texten förutsätter en kombination av väderförhållanden vid haveritillfället som gör att sannolikheten för en sådan olycka blir ytterst liten.

När man studerar hur radioaktiva ämnen sprids och utsätter människor för strålning får man en osäkerhet om ca tio gånger som beror på skillnaden mellan olika beräkningssätt. Sambandet mellan stråldos och akuta strålskador är ganska säkert känt. Sambandet mellan stråldos och cancer-risk är mer omdiskuterat. (Jämför kapitel 4, avsnitt 4.1 och kapitel 6, avsnitt 6.2). Beräkningarna ovan är tagna ur Rasmussenstudien. Denna kan underskatta cancerrisken på längre avstånd, dock högst ca 5 gånger.



9 Säkerhetshöjande åtgärder

9.1 Utgångspunkter

Läge

Kärnkraften ställer mycket höga krav på säkerhet. Orsaken är de omfattande konsekvenserna en svår olycka kan få under ogynnsamma förhållanden. Mycket långtgående säkerhetsåtgärder har vidtagits med syfte att nedbringa riskerna i bemärkelsen kombination av sannolikhet och konsekvens till en för samhället acceptabel nivå.

Synen på risker är emellertid inte statisk. Det ökade medvetandet i samhället om miljöfaror i allmänhet har påverkat ambitionerna för kärnkraftens säkerhet. Ökad kunskap från drift av kärnkraftverk och analys härav har lett till en utvidgad och fördjupad syn på säkerheten. Som en följd härav har man efterhand ökat säkerhetskraven för tillkommande anläggningar.

Energikommissionen redovisade exempelvis att risken för vissa typer av allvarliga olyckor skulle vara ca åtta gånger lägre för det senaste verket, Forsmark 3, än för Barsebäck 2. Exemplet illustrerar en utveckling mot konstruktioner med högre säkerhet, även om sifferuppgifter i sammanhanget måste tolkas med stor försiktighet.

Vid sidan härav har relativt omfattande åtgärder vidtagits på befintliga verk för att i efterhand höja säkerhetsnivån. Åtgärderna har ofta tillkommit på innehavarens initiativ men ibland också som en konsekvens av tillsynsmyndigheternas (SKI och SSI) krav. Den sammanlagda kostnaden i Sverige för dessa åtgärder i efterhand uppgår till flera hundra miljoner kronor. Några exempel på sådana säkerhetshöjande åtgärder redovisas i tabell 9.1.1.

Exemplen i tabell 9.1.1 får ses som punktåtgärder för att i vissa avseenden "lyfta upp" de äldre verken till den tekniska säkerhetsnivå som kännetecknar de nyare konstruktionerna. SKI har tillsammans med kraftproducenterna startat en rådgivande grupp SKISOS* för att mera metodiskt gå igenom områden för säkerhetshöjande åtgärder och för att ge underlag för SKI:s krav gentemot kraftföretagen. Denna verksamhet är i ett uppbyggnadsskede.

Utredningen

Utredningen anser att de säkerhetshöjande åtgärderna efter idrifttagning av kärnkraftverk måste tillmätas avsevärt ökad betydelse. Ett skäl härför är självklart: att säkerhetsambitionerna och säkerhetskraven vid nykonstruktion ökar successivt samtidigt som de befintliga verken får allt längre

*SKISOS = SKI – Sydkraft – OKG – SV

drifttid bakom sig. Vidtas inga säkerhetshöjande åtgärder skulle man följaktligen få ett växande avstånd säkerhetsmässigt i förhållande till nykonstruktioner utomlands och i Sverige.

Ett annat skäl är att man som en följd av TMI kan förutse en förbättrad internationell rapportering och analys av säkerhetsrelaterade händelser (utredningen lägger fram förslag härom för svenskt vidkommande i avsnitt 9.9). Detta ökade inflöde kommer att möjliggöra ytterligare, främst förebyggande åtgärder i säkerhetshöjande syfte. Forskningen om säkerhetshöjande åtgärder växer dessutom i omfattning, jämför kapitel 10. Den ger ett inflöde av tekniska och andra kunskaper som möjliggör ytterligare säkerhetshöjande åtgärder.

Utredningen anser det nödvändigt att Sverige har en hög ambition att följa och granska alla iakttagelser och uppslag som kan möjliggöra en höjning av kärnkraftverkens säkerhet. Det är vår övertygelse att det i förhållande till grundinvesteringar m.m. långt ifrån alltid är fråga om mycket kostnadskrävande åtgärder. Avvägningar mellan ekonomi och säkerhet är därför troligtvis mindre problematiska än för annan miljöfarlig verksamhet.

Tabell 9.1.1

Exempel på säkerhetshöjande åtgärder efter idrifttagning av svenska reaktorer

Anläggning	Åtgärd	År
Ringhals 1	Separation av pumpar för härdsnödkylning	1971
Alla kokarreaktorer	Ändring av strilmunstycken för härdsnödkylning	1974
Ringhals 1-2	Förbättring av vattenintag för resteffektkylning (kostnad ca 80 Mkr)	1975
Alla	Förbättrat skydd mot intrång m.m	1976-
Alla kokarreaktorer	Ändring av vattenintag för härdsnödkylsystem	1977
Alla kokarreaktorer	Förstärkningsåtgärder på inneslutningsbassäng	1978
Alla tryckvattenreaktorer	Utbyte av värmeisolering på härdsnödkylsystem	1979-
Oskarshamn 1	Införande av reservsystem för el.matning (kostnad ca 50 Mkr)	1979-
Alla kokarreaktorer	Utbyte av komponenter för förbättrad miljötålighet i haverisituationer	1979-

Utredningen anser att den yttersta ambitionen för alla säkerhetsåtgärder bör vara att helt undanröja riskerna för omfattande förluster av liv eller egendom. Detta gäller även för åtgärder på befintliga verk. Det står visserligen klart att ingen nu känd åtgärd är tillräcklig för att helt och hållet nå detta syfte. Utredningen anser emellertid att det existerar åtgärder, tekniska och andra, som kan föra säkerhetsnivån avsevärt närmare detta mål. Möjligheterna härtill bör tillvaratas. Förslag om konkreta åtgärder utvecklas i det följande.

Utredningen anser att säkerhetsbegreppet hittills i praktiken fått en alltför snäv innebörd såväl i Sverige som utomlands. Vi menar att den faktiska säkerheten bestäms inte bara av utformningen av härdnödkylsystem, reservkraftförsörjningar och andra tekniska utrustningar, utan också av faktorer som kraftproducenternas kompetens i säkerhetsfrågor, dessa frågors genomslagskraft i respektive organisation och utbildningen av personal av olika kategorier. Den uppfattningen är styrande för den indelning i *områden för säkerhetshöjande åtgärder* som återkommer i den följande texten.

Dessa områden är:

- Rollfördelning och organisation (avsnitt 9.2)
- Konstruktion och utförande (avsnitt 9.3)
- Utsläpps begränsande åtgärder (avsnitt 9.4)
- Människa-maskin frågor (avsnitt 9.5)
- Personal-rekrytering och utbildning (avsnitt 9.6)
- Normaldrift (avsnitt 9.7)
- Haveriberedskap (avsnitt 9.8)
- Händelseuppföljning, felanalys och erfarenhetsåterföring (avsnitt 9.9).

Utredningen vill framhålla att underlag för en helt systematisk avvägning mellan dessa delområden och avvägning inom dem saknas för närvarande. Det är en viktig planerings- och forskningsuppgift att åstadkomma ett bättre underlag för en sådan avvägning, vilket bör resultera i en långsiktig åtgärds- och forskningsplan. Denna fråga kommer att beröras i det följande, bl.a. under delavsnittet "Händelseuppföljning, felanalys och erfarenhetsåterföring".

Utredningen har kunnat konstatera att ett betydande arbete i syfte att höja säkerheten redan pågår vid de svenska kraftföretagen, vid SKI samt vid andra institutioner. Utredningen anser emellertid att denna verksamhet måste ytterligare breddas, förstärkas och systematiseras.

9.2 Rollfördelning och organisation

Läge

Säkerheten i kärnkraftssystemet påverkas direkt av ett stort antal parter: kraftproducenter, reaktortillverkare, entreprenörer, fristående konstruktionsföretag, tillsynsmyndigheter osv. Därutöver påverkas säkerhetskraven indirekt och på längre sikt av den allmänna opinionen samt av politiska ställningstaganden. Rollfördelningen mellan de parter som direkt inverkar på säkerheten skiljer sig avsevärt mellan olika länder.

I USA har säkerheten i större omfattning än i Sverige grundats på en omfattande resurs hos tillsynsmyndigheten NRC, med flera tusen anställda. NRC utger en stor mängd detaljregler för kärnkraftens säkerhet och utövar en omfattande detaljkontroll. Tillsynsmyndigheten i Sverige (SKI) är liten (drygt 50 personer). En del av skillnaden förklaras av det mer omfattande kärnkraftsprogrammet i USA. Dessutom har man i Sverige nytta av NRC:s erfarenheter och utredningsresultat. Säkerhetsarbetet i Sverige har emellertid i större omfattning än i USA lagts på de enskilda kraftproducenterna och reaktorkonstruktörerna. SKI:s egen roll är främst att kontrollera formerna för säkerhetsarbetet. Därutöver tar man i stor utsträckning hjälp av konsulter för konstruktionsgranskning och de mera detaljerade uppföljningar av tillverkning man kan önska göra. SKI:s arbete är koncentrerat på de tekniska frågorna, medan bl.a. människa-maskin frågor och utbildningsproblem hittills har tilldragit sig begränsat intresse.

Statens strålskyddsinstitut (SSI) är tillsynsmyndighet i radiologiskt avseende. Detta innebär att man fastställer begränsningar för tillåtna utsläpp under normaldrift samt föreskriver beredskapsåtgärder m. m. för haverisituationer. Ansvar för att föreskriva utsläppsbegränsande åtgärder i själva kraftverken faller gemensamt på SKI och SSI. Någon strikt ansvarsuppdelning finns inte, men ett omfattande underhandssamarbete förekommer.

SKI har i Veritas underlagsrapport kritiserats för att inte tillräckligt ha preciserat kraven på säkerhetsåtgärder och kontrollera uppfyllandet av dem i samband med konstruktion och drift av anläggningar. Bl.a. påpekar Veritas att SKI inte alltid gjort klart när NRC:s krav skall vara tillämpliga också i Sverige och när dessa bara är riktlinjer för säkerhetsarbetet. Från SKI:s sida har framhållits att man främst är inriktad på att i stort följa upp säkerhetsarbetet. Dock har man framfört att resurserna för inspektion och tillsyn av de olika reaktoranläggningarna inte är helt tillräckliga.

Hos varje kraftproducent finns särskild personal med huvuduppgift att bevaka säkerhetsfrågorna inom företaget. Ytterst sker samverkan i säkerhetsfrågor inom ramen för företagets centrala säkerhetskommitté. I den-

na ingår normalt representanter för de viktigaste verksamheterna hos producenten, exempelvis drift, underhåll och konstruktion, förutom specialister på säkerhetsfrågor. Säkerhetskommittén rapporterar till företagets högsta ledning, vanligen till verkställande direktören eller till direktionen.

För mycket ingående säkerhetsanalyser i stort eller i detaljer är tillsynsmyndigheter och kraftproducenter mer eller mindre hänvisade till säkerhetsspecialister hos tillverkarna. Förutsättningarna för kontakter med dessa redan på ett tidigt projektstadium har varit mycket goda i de fall, där vi haft en svensk tillverkare, dvs för Asea-Atoms kokarreaktorer. Tryckvattenreaktorerna har köpts från den amerikanska tillverkaren Westinghouse. Sverige har i det sammanhanget varit en relativt liten kund. Nyligen har emellertid inrättats en ägargrupp för samtliga ägare av Westinghouse-reaktorer i USA och för svenska Vattenfall. Därmed bedöms möjligheterna väsentligt ha ökat att i fortsättningen få underlag i säkerhetshänseende även från Westinghouse.

Utredningen

Utredningen har övervägt om man i Sverige borde bygga upp en mycket omfattande kontrollfunktion inom tillsynsmyndigheten av ungefär samma typ som NRC:s funktion i USA. Utredningen vill inte rekommendera ett sådant alternativ, bl.a. mot bakgrund av de delvis negativa erfarenheterna i USA. Man har där pekat främst på risken att producenterna koncentrerar sitt säkerhetsarbete till att enbart uppfylla tillsynsmyndighetens formella krav.

En lösning av detaljkontrolltyp skulle för övrigt innebära en annan rollfördelning mellan myndigheter och producenter än vad som tillämpas i annan riskverksamhet i Sverige, såsom civilflyg och sprängämnesindustri.

Tillsynsmyndighetens huvuduppgift bör istället vara att ange mål för säkerhetsarbetet hos producenterna och att granska deras organisation och arbetsformer för att uppfylla dessa mål. Denna verksamhet hos kärnkraftinspektionen bör förstärkas avsevärt. Det är nödvändigt att SKI får tillräcklig expertis, kvalitativt och kvantitativt, för att kunna hävda sig i förhållande till tillverkare och kraftproducenter. Utredningen anser det önskvärt att inspektionen för dessa uppgifter får möjlighet att rekrytera personal med erfarenhet av industriellt säkerhetsarbete i ledande befattningar.

De ovan föreslagna arbetsformerna innebär en kombination av kritisk granskning och nära samarbete i tillsynsmyndigheternas kontakter med kraftföretagen. Utredningen är medveten om möjligheten att ett sådant system ytterst skulle kunna leda till ett visst beroende mellan parterna och en större försiktighet i att driva kritik till sin spets eller framställa

ovillkorliga krav. Utredningen anser emellertid att denna risk bör kunna motverkas genom hög kompetens hos tillsynsmyndigheterna och en långtgående offentlig insyn i deras verksamhet. Vi föreslår att möjligheterna till detta säkerställs. Tillsynsmyndigheternas styrelser har här en viktigt uppgift. De fördelar i form av fördjupad inblick i företagets säkerhetsarbete som står att vinna med den i Sverige tillämpade rollfördelningen är enligt utredningens mening betydande.

Utredningen konstaterar att den nödvändiga samverkan mellan SKI och SSI i huvudsak bedrivits i underhandsformer. Detta förefaller hittills inte ha inneburit olägenheter. Arrangemanget är emellertid starkt personberoende. Dessutom kräver den senare i texten föreslagna satsningen på utsläppsbegränsande åtgärder en vidgad samverkan. Utredningen anser det därför nödvändigt att samverkansformerna mellan SKI och SSI klargörs.

Det direkta ansvaret för kärnkraftverkens säkerhet bör liksom tidigare åvila kraftföretagen. En hög ambition i säkerhetsarbetet måste känneteckna all kärnkraftsverksamhet. Utredningen anser att denna inställning måste demonstreras både utåt och internt i kraftföretagens policy, organisation och arbetsformer. Utredningen har under sin verksamhet särskilt sökt bedöma säkerhetsarbetet vid Statens Vattenfallsverk, den enda innehavaren av tryckvattenreaktorer i Sverige. Vattenfall har enligt utredningens bedömning avsevärda resurser för säkerhetsverksamhet. Dessa har emellertid varit splittrade, vilket uppenbarligen försvårat en snabb och effektiv handläggning av säkerhetsfrågor. Det är därför enligt utredningens uppfattning en väsentlig förbättring att Vattenfall nu samordnar dessa resurser.

Beträffande tillverkarna vill utredningen påpeka att tillgången till dessas säkerhetskompetens är väsentlig för det samlade säkerhetsarbetet på kort och lång sikt. Detta bör beaktas vid eventuella diskussioner om Asea-Atoms framtida roll.

9.3 Konstruktion och utförande

Läge

Frågor om konstruktion och utförande är aktuella vid uppförande av kärnkraftverk, vid mera rutinbetonade tekniska åtgärder under drift och underhåll samt i samband med säkerhetshöjande åtgärder. Grunden för konstruktions- och utförandekrav i USA har varit ett antal tänkta konstruktionsdimensionerande olyckshändelser, s.k. "design basis events". Som exempel på sådana kan nämnas brott på någon av de största kylvattenledningarna. Det krävs att konstruktionen skall klara en sådan hän-

delse utan omgivningskonsekvenser. Detta innebär i sin tur i praktiken att överhettning av reaktorhärden skall kunna förhindras även i sådana situationer. För smärre händelser har tanken i huvudsak varit att de åtgärder som vidtages mot de stora olyckshändelserna också skulle ge ett tillräckligt skydd mot de små. Vissa analyser av små rörbrott och liknande har dock också genomförts.

De amerikanska konstruktionskriterierna förefaller i huvudsak ha tillämpats i Sverige. Veritas har dock som förut nämnts i sin rapport framhållit att det inte varit helt klart i vilken utsträckning detta gällt och att denna oklarhet, som sådan, varit otillfredsställande.

Varken på amerikansk eller svensk sida har statistiska felanalysmetoder av Rasmussen-typ använts för säkerhetsgranskningen. Detta gäller, trots att myndigheterna på båda sidor varit medvetna om de statistiska metodernas värde för att systematiskt komma åt de väsentligaste orsakerna till fel och haveririsker. Huvudorsaken till att statistiska metoder inte utnyttjas är troligen att dessa ställer höga krav på kompetensdjup, resurser och kontinuerliga insatser. Statistiska metoder har dock utnyttjats i andra sammanhang. Det främsta exemplet är givetvis Rasmussens egen studie. Därutöver har i samband med Energikommissionens arbete analyser utförts på såväl Barsebäck 2 som Forsmark 3, jämför avsnitt 9.1. Ingen av dessa analyser har dock utnyttjats för en systematisk konstruktionsgranskning.

De säkerhetshöjande åtgärder som hittills genomförts i Sverige har grundats på en ingenjörsmässig bedömning, på viss verifierande forskning och på en ambition att punktvis uppfylla de förhöjda säkerhetskrav, som efterhand införts för de nyare reaktorerna. Det tidigare nämnda samarbetet (SKISOS) mellan SKI och kraftproducenterna för att mera systematiskt analysera behovet av säkerhetshöjande åtgärder har startat först i början av detta år. Arbetet har ännu inte lett till en totalsyn på den relativa betydelsen av olika säkerhetsfrågor. Detta innebär att det enligt utredningen idag är vanskligt att generellt värdera de äldre konstruktionernas säkerhetsnivå jämfört med de mera nykonstruerades eller att göra en jämförelse mellan tryckvatten- och kokarreaktorer. Den tidigare refererade jämförelsen mellan Barsebäck 2 och Forsmark 3 är dock ett exempel på sådan värdering.

Principerna för uppbyggnad av säkerhetssystemen i kärnreaktorer har beskrivits tidigare i kapitel 4. Därav framgår bl.a. att säkerheten baseras på flera barriärer och på flera av varandra oberoende säkerhetssystem. En annan indelning är att se säkerhetsåtgärderna som förebyggande, bekämpande eller konsekvenslindrande. Även om gränserna mellan dessa tre kategorier är flytande kan konstateras att hittillsvarande åtgärder väsentligen inriktats på att vara förebyggande och bekämpande. Till sistnämnda kategorier hör exempelvis reservkylsystemen för att bortföra

värme för det fall att de ordinarie systemen inte skulle fungera. Själva inneslutningen av reaktorn är det främsta exemplet på konsekvenslindrande eller med ett annat ord utsläpps begränsande system. Därutöver har de utsläpps begränsande åtgärderna ägnats förhållandevis litet intresse.

TMI-händelsen har föranlett vissa konstruktionsåtgärder på kortare sikt såväl i USA som i andra länder, däribland Sverige. Det amerikanska NRC har sammanställt sina krav på nya och äldre anläggningar i drygt 20 punkter, jämför kapitel 7. Åtgärderna skall i huvudsak genomföras under 1979 och 1980. Kraven avser analyser, utbildning, tekniska åtgärder och regler för driften.

I Sverige ställde SKI omgående efter TMI-olyckan punktvisa krav på åtgärder vid den enda svenska i drift varande tryckvattenreaktorn, Ringhals 2. Reaktorsäkerhetsutredningen har därutöver anmodat kraftproducenterna och SKI att yttra sig över den fullständiga amerikanska kravlistan. Svaren visar tämligen enhetligt att ett betydande antal av åtgärderna varit vidtagna vid de svenska reaktorerna redan före TMI-olyckan, jämför kapitel 7. I andra avseenden pågår åtgärder eller kommer åtgärder att vidtas. I några få fall anses åtgärderna inte tillämpliga (gäller kokarreaktorerna) eller inte lämpliga. Det sistnämnda syftar på vissa förslag till driftadministrativa regler.

Utredningen

Då det gäller konstruktion och utförande finner utredningen det väsentligt att tillsynsmyndigheten, dvs främst SKI, formulerar sina principiella mål för säkerhetsarbetet i tekniskt avseende. Avgränsningen mellan SKI:s och SSI:s ansvarsområden bör ägnas särskild uppmärksamhet. Vikten av denna fråga understryks genom att de konsekvenslindrande åtgärderna fått ökat intresse (jämför avsnitt 9.2 och 9.4).

Då det gäller tekniska specifikationer och krav är det väsentligt att all eventuell oklarhet undanröjs beträffande vilka mål och normer som tillämpas i Sverige och hur dessa förhåller sig till de amerikanska normerna.

Utredningen är övertygad om att den hittills tillämpade "design basis events"-granskningen måste kompletteras med andra säkerhetsanalyser. Detta framgår av såväl Rasmussen-rapporten som Lewis-rapporten och styrks i hög grad av händelseförloppet vid TMI. Statistiska felanalyismetoder bör alltså utnyttjas systematiskt vid säkerhetsgranskningen och vid överväganden om säkerhetshöjande åtgärder i efterhand. Dessa metoder måste emellertid användas med försiktighet. Bl.a. visar erfarenheten att analyser genomförda för en anläggning inte utan vidare kan tillämpas på en annan anläggning, ens av samma principkonstruktion. Exempelvis finns betydande skillnader mellan tryckvattenreaktorer av Westinghouse'

och Babcock & Wilcox' fabrikat. Analyser bör därför efter hand utföras på de enskilda anläggningarna.

Utredningen har funnit att den svenska kraftindustrin har visat förutseende och initiativ då det gäller att vidta säkerhetskörande åtgärder på de idrifttagna kärnkraftverken. Den samverkan mellan kraftföretagen och SKI som etablerats på SKI:s initiativ i dessa frågor är också utomordentligt värdefull och skiljer sig fördelaktigt från arbetsformerna i USA. SKISOS-verksamheten bör därför ges ytterligare stöd. Utredningen anser det väsentligt att man därvid efter hand eftersträvar en ökad systematisering av åtgärderna. En förutsättning härför är vidgade resurser för systematisk uppföljning av fel och incidenter och för statistisk felanalys. Detta tas upp i avsnitt 9.9.

Utredningen har granskat avvägningen mellan säkerhetsåtgärder av förebyggande, bekämpande och konsekvenslindrande typ. Det finns fortfarande goda skäl för en kraftfull satsning på de förebyggande och bekämpande åtgärderna. Bl.a. bör en systematisk tillämpning av statistisk felanalys och en uppföljning av drifterfarenheter efter hand ge underlag för ytterligare säkerhetsförbättringar av detta slag. Utredningen anser emellertid att de konsekvenslindrande åtgärderna ägnats alltför liten uppmärksamhet. Prelimära amerikanska analyser med statistisk metodik visar att betydande minskningar av riskerna för stora omgivningskonsekvenser skulle kunna åstadkommas med sådana åtgärder. Därtill kommer att de konsekvenslindrande systemen kan ge ett betydande skydd mot omgivningsverknningar även vid sådana haveriförlopp som inte i sin helhet har kunnat förutses i de statistiska systematiska felanalyserna. Utredningen utvecklar sin syn på konsekvenslindrande system i nästa avsnitt och förordar där en kraftfull satsning med syfte att införa ytterligare sådana system på de svenska kärnkraftverken.

Utredningen har granskat NRC:s åtgärdslista till följd av TMI i ett svenskt perspektiv. Utredningen anser att NRC:s tekniska krav i allmänhet bör tillämpas även på svenska reaktorer. Utredningen konstaterar emellertid att betydande delar av kraven redan är uppfyllda. I övriga fall bör SKI och SSI klargöra sina uppfattningar huruvida kraven skall genomföras även i Sverige och vilka utredningar m.m. som krävs för att underbygga definitiva beslut.

Utredningen konstaterar nödvändigheten av att tekniska säkerhetsåtgärder genomförs under iakttagande av en hög kvalitetsambition. Utredningen anser det vara väsentligt att SKI anger målen i stort för företagets kvalitetssäkringsarbete och granskar deras organisation och resurser för ändamålet.

Utredningen har som tidigare nämnts låtit granska Vattenfall och dess kvalitetssäkringsfunktion särskilt. Vattenfall har nu tagit initiativ till en betydande skärpning av sitt säkerhetsarbete beträffande kärnkraftsverken. Övriga kraftföretag har inte granskats av utredningen.

9.4 Utsläppsbegränsande åtgärder

Läge

Utsläppsbegränsande (konsekvenslindrande) åtgärder har hittills fått ringa uppmärksamhet i debatten om kärnkraftens säkerhet. De kan ses som en barriär mot sådana analyserade händelseförlopp som annars skulle kunna få stora omgivningskonsekvenser. De kan också ses som en gardering, låt vara inte till 100 procent, mot eventuella förlopp som för närvarande är delvis eller helt okända. Utredningen har därför funnit skäl ta upp utsläppsbegränsande åtgärder till särskild diskussion. En utförligare redovisning av tänkbara utsläppsbegränsande åtgärder återfinns i en promemoria av utredningsledamoten Westermark (Westermark 1979).

Det har tidigare framhållits att gränsen mellan förebyggande, bekämpande och utsläppsbegränsande säkerhetssystem är flytande. En rimlig innebörd av det sistnämnda är dock att det avser system som skall begränsa omgivningskonsekvenserna i fall då omfattande skador på en reaktorhård, trots ett omfattande arrangemang av förebyggande och bekämpande åtgärder, inte har kunnat undvikas. Det väsentligaste exemplet på sådana system i nuvarande reaktorer är inneslutningen, jämför kapitel 4. Dess huvuduppgift är att hålla kvar radioaktiva ämnen som kan ha släppts ut genom läckage i reaktorns inre. Inneslutningen är konstruerad för att tåla avsevärda övertryck i samband med ångutsläpp från reaktorn. Systemet innehåller också vattenstrilar, som kan utnyttjas för att kyla ned het ånga och därmed begränsa trycknivån. TMI är ett exempel på hur inneslutningen fungerat i huvudsak såsom avsetts. Trots en mycket omfattande aktivitetsfrigörelse från härden har där enbart små utsläpp skett till omgivningen, och huvuddelen har stannat i inneslutningen.

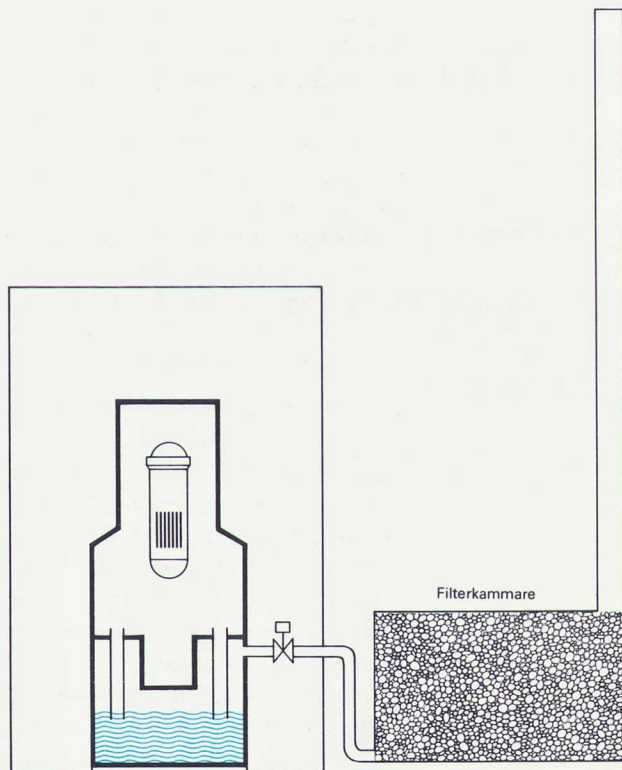
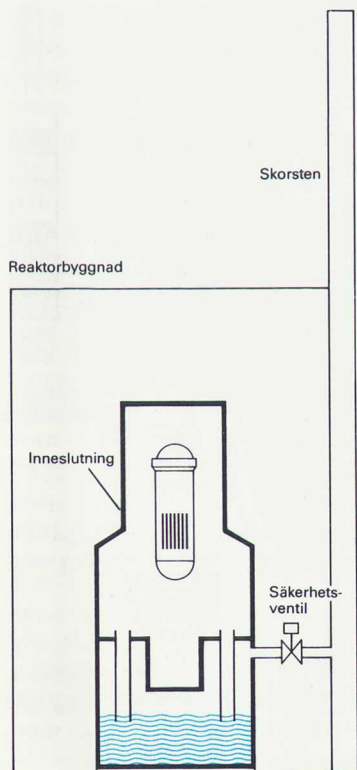
Det har påvisats att nuvarande inneslutningskonstruktioner har vissa svagheter eller begränsningar. Eftersom inneslutningen är en sluten behållare kan den bara tåla ett visst övertryck innan skador uppstår och okontrollerat läckage till omgivningen riskeras. En sådan situation är enligt haverianalyser tänkbar i vissa lägen med omfattande skador (aktivitetsfrigörelse) i reaktorhärden. Den är också möjlig vid oskadad hård men bortfall av yttre kylning av reaktorn. Även i ett sådant fall kan ett alltför högt övertryck byggas upp i inneslutningen så att denna slutligen brister. I ogynnsammaste fall kan detta i sin tur leda till skador på elsystem och rörledningar samt otillräcklig härdkylning. Den därvid frigjorda aktiviteten kan sedan läcka ut genom den skadade inneslutningen.

Skador genom alltför högt tryck i inneslutningen skulle alltså ytterst kunna leda till aktivitetsfrigörelse till omgivningen, vare sig otillräcklig härdkylning och härdskador är den ursprungliga orsaken till övertrycket eller blir en konsekvens av inneslutningsskadorna. Mot denna bakgrund har

alternativa utformningar av inneslutningen från tid till annan diskuteras, i USA senast i ett förslag till forskningsplan 1978 (NUREG-0438) och i en kortfattad översiktlig studie av möjliga lösningar (SANDIA 1978). I Sverige har SKI 1979 angivit forskning kring annorlunda utformning av inneslutningen som en angelägen uppgift, och nyligen har Studsvik och Asea-Atom erhållit anslag från SKI för en förstudie kring dessa frågor.

Reaktorsäkerhetsutredningen har tagit initiativ till två särskilda utredningar beträffande modifierade inneslutningar m.m. (Johansson 1979 och Svedberg 1979). Johansson föreslår i första hand ett forskningsprogram för att skapa ytterligare kunskaper om tänkbara systemlösningar samt dessas effektivitet, genomförbarhet och kostnad. Redan nu bedömer han ett system för tryckavblåsning, filtrering och (eventuellt) uppfångning av avblåsta gaser som lovande och i någon grad genomförbart på befintliga svenska reaktorer.

Enligt Johansson kan i ett första steg säkerhetsventiler installeras på inneslutningen, figur 9.4.1. Denna åtgärd kan vidtas inom en treårsperiod.

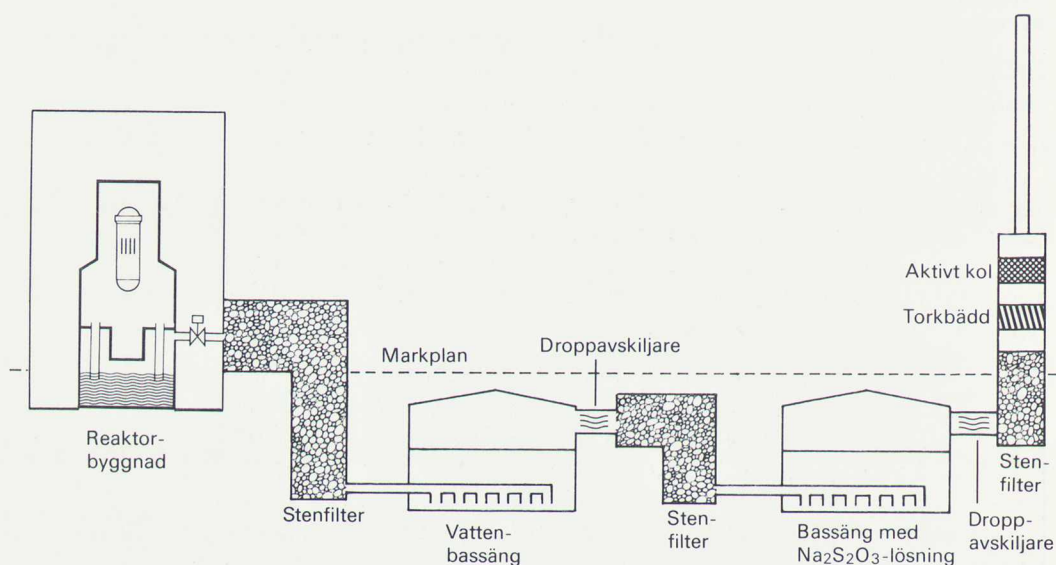


Figur 9.4.1
Förslag till säkerhetsventil på inneslutning.
Säkerhetsventilen förhindrar uppbyggnad av alltför höga tryck i inneslutningen. Eventuella utsläpp sker på ca 100 m höjd genom skorstenen. (Johansson 1979)

Figur 9.4.2
Förslag till säkerhetsventil och filterkammare.
Utsläppet kan ledas genom en filterkammare innan det når skorstenen. Filterkammaren avskiljer huvuddelen av de radioaktiva ämnena. (Johansson 1979)

I ett andra steg kan utsläppsgaserna från ventilerna ledas till filterkammare av stor volym, utförda som stenbäddar eller vattenbassänger, figur 9.4.2. I ett slutsteg kan möjligen kvarvarande svårfiltrerade ämnen uppfångas i specialfilter eller i en stor behållare. Andra och tredje steget kräver längre genomförandetid. Vid nykonstruktion av kärnkraftverk är handlingsfriheten självfallet större. En långtgående lösning är här bergförläggning.

Svedberg har särskilt studerat filtreringsfrågorna. Han påpekar att stora vattenbassänger bör ha en mycket god förmåga till filtrering av samtliga ämnen utom ädelgaserna. Dessa kan, om så önskas, avskiljas i särskilda efterföljande filter. Svedberg framhåller att de framlagda förslagen (jämför figur 9.4.3) bygger på till största delen känd teknik.



Figur 9.4.3

Exempel på komplett rengöringssystem.

Utsläppet leds genom stenfilter och vattenbassänger. Kemiska tillsatser i den sista bassängen möjliggör god avskiljning av jod. Systemet avslutas med kolfilter för uppfångning av ädelgas. (Svedberg 1979)

Inneslutningens motståndsförmåga är också beroende av risken för explosioner till följd av vätgasfrigörelse. Vätkas kan vid härdsador frigöras i stor mängd i reaktorhärden. Detta skedde vid TMI. Blandas vätkas med syre i reaktorinneslutningen kan en explosiv blandning uppstå. En explosiv brand (utan allvarliga följder) inträffade vid TMI. Kraftigare explosioner skulle eventuellt kunna skada inneslutningen. I sammanhanget bör dock nämnas den tyska riskstudiens bedömning att inte ens en massiv väteexplosion kan skada inneslutningar av den typ som där studerats.

Vätgasproblemet har beaktats redan tidigare vid säkerhetsgranskningen av svenska reaktorer. Kokarreaktorernas inneslutningar är som följd härav under drift fyllda med kvävgas i stället för luft. Explosioner är därigenom otänkbara. Tryckvattenreaktorernas inneslutningar är luftfyllda. Skälet är inneslutningarnas mycket stora volym i jämförelse med den mängd vätgas som skall vara konstruktionsbestämmande enligt amerikanska, i Sverige tillämpade normer. Mängden vätgas kan med denna beräkningsgrund inte nå explosiv nivå. Det kan konstateras att den frigjorda vätgasmängden vid TMI väsentligt översteg värdet enligt den tillämpade normen. Detta aktualiserar frågor om tryckvattenreaktorernas inneslutningar.

Utredningen

Utredningen finner det sannolikt att några av de föreslagna alternativen till utsläpps begränsande åtgärder är genomförbara på befintliga svenska kärnkraftverk och att de skulle avsevärt ytterligare minska riskerna för allvarliga omgivningskonsekvenser. Detta gäller framför allt idéerna om *filtrerad tryckavlastning* av alltför höga övertryck från inneslutningen, exempelvis enligt tidigare nämnda trestegsförfarande. De negativa effekterna på andra delar av det totala säkerhetssystemet är troligen små. Kostnaderna kan bedömas vara av samma storleksordning som tidigare förekommit för större åtgärder i säkerhetshöjande syfte, dvs 20–100 Mkr per reaktorläge, jämför tabell 9.1.1.

Det är naturligt att bedöma en säkerhetsåtgärd med hänsyn till såväl kostnader som förväntad skyddseffekt. Bedömningar av det slag som redovisas i kapitel 6 talar för att inga reaktorolyckor med allvarliga konsekvenser för omgivningen kan *väntas* under ett svenskt kärnenergi-program omfattande 100–300 reaktorår. Vid beslutsfattande brukar man ofta basera bedömningar på det statistiska "väntevärdet" (se kapitel 6), som är produkten av sannolikhet och omfattning av olyckans konsekvens. På grundval av enbart en sådan bedömning skulle de tidigare nämnda kompletteringarna av de konsekvenslindrande systemen inte vara rimliga.

För händelser med mycket låg sannolikhet men mycket stora konsekvenser är det emellertid vilseledande att använda väntevärdet på skada (dvs produkten av sannolikhet och konsekvens) som enda underlag för bedömningen. Det anses rimligt att i sådana fall ta särskild hänsyn till konsekvensens storlek.

De allvarligaste tänkbara, mycket osannolika olyckorna i kärnkraftsmanhang skulle kunna få mycket stora konsekvenser i form av cancerfall och radioaktiv förorening av stora landområden. Särskilt för de två kärnkraftstationerna på västkusten och i första hand för Barsebäcksverket skulle en mångårig radioaktiv markbeläggning vara det dominerande inslaget i konsekvensbilden.

En ytterligare synpunkt är osäkerheten i de siffervärden som åsätts sannolikheten när denna bedöms vara mycket låg. Det ligger i sakens natur att man vid felanalys och sannolikhetsberäkning har svårt att föreställa sig det exakta förloppet av mycket stora olyckor, eftersom de förutsätter att säkerhetssystemen inte fungerar såsom avsetts. Denna osäkerhet måste också vägas in.

Utredningen anser att osäkerheten i sannolikhetsciffrorna samt den tänkbara omfattningen av mycket stora olyckor är helt tillräckliga skäl för en ytterligare, kraftfull satsning på utsläpps begränsande åtgärder och en översyn av existerande åtgärders effektivitet.

Utredningen finner att underlaget inte nu medger ett definitivt ställningstagande till vilka detaljerade åtgärder som bör vidtas. För detta krävs ytterligare studier. Utredningen anser det emellertid angeläget att ett principbeslut tas nu med innebörd att ytterligare utsläpps begränsande åtgärder skall vidtas. Syftet skall vara dels att förebygga att inneslutningen skadas av alltför höga övertryck och dels att väsentligt minska risken för att aktivitetsutsläpp, speciellt av ämnen som kan leda till en kraftig radioaktiv markbeläggning, når omgivningen som en yttersta konsekvens av omfattande reaktorskador. Bland tänkbara system bör man i första hand utnyttja sådana som kan fungera helt utan yttre åtgärder, s.k. passiva system.

De aktuella åtgärderna kan genomföras generellt på alla befintliga reaktorer eller selektivt. Utredningen anser att en eventuell prioritering bör utgå från de maximala tänkbara konsekvenserna av ett haveri. Dessa är för samhället klart störst för Barsebäck, medan även mycket omfattande utsläpp skulle få jämförelsevis begränsade konsekvenser i Forsmark-fallet.

Utredningen bedömer att man kan ta ställning till den detaljerade utformningen av utsläpps begränsande system inom de närmaste två åren på bas av kompletterande studier. Det bör ankomma på SKI och SSI att initiera sådana studier samt formulera målsättningar för de utsläpps begränsande systemen och granska de svenska reaktorinnehavarnas förslag till tekniska lösningar.

Utredningen anser vidare att ytterligare forskning inom området skall bedrivas med hög prioritet. Detta behandlas mer utförligt i kapitel 10. Det är tillfredsställande att ett svenskt arbete påbörjats i Asea-Atoms och Studsviks regi. Utredningen förutsätter att internationell kompetens därutöver kommer att utnyttjas i full utsträckning.

Bland ytterligare idéer till utsläpps begränsande åtgärder som utredningen diskuterat kan nämnas kombinationen av filterad tryckavlastning med någon form av "härds mälte fångare". En sådan kombination skulle eventuellt kunna leda mycket långt då det gäller att eliminera riskerna för allvarliga konsekvenser. Som framgår av kapitel 10 återstår dock ytterligare forskning och studier innan genomförbarheten kan bedömas.

Beträffande *riskerna för vätgasexplosioner* i tryckvattenreaktorernas inneslutningar konstaterar utredningen att TMI-händelsen visat de nuvarande konstruktionsnormernas otillräcklighet. En förnyad säkerhetsgranskning är nödvändig, utgående från att en stor del av den teoretiskt möjliga vätgasmängden kan frigöras från härden och nå inneslutningen.

Reaktorinnehavaren bör anmodas visa att farliga explosioner inte heller i sådana fall kan inträffa med nuvarande konstruktion och driftprinciper. Är detta inte möjligt måste kompletterande åtgärder vidtas. En möjlighet är att kvävgasfylla inneslutningen såsom nu sker för kokarreaktorerna.

Utredningen anser att en förnyad säkerhetsanalys i detta avseende skall igångsättas omgående.

9.5 Människa – maskin frågor

Läge

Den mänskliga faktorn spelar en avgörande roll för reaktorsäkerheten eftersom risk för mänskligt felhandlande föreligger i alla faser av ett reaktorsystems tillkomst, kontroll och drift. Utredningen av TMI-olyckan visar hur en rad olika felhandlingar bidragit till händelseförloppet. Under själva förloppet begicks en rad avgörande fel av såväl operatörer som tillkallad expertis. Erfarenheter från tidigare incidenter med likartat inledningskede hade genom försummelse av både tillverkare och NRC inte resulterat i ändrade instruktioner för driftpersonalen. Andra exempel på fel är att man vid utformning av kontrollrum och arbetsrutiner inte tagit tillräcklig hänsyn till ergonomiska krav. Detta hade i sin tur lett till brister i instrumentering, informationspresentation etc som allvarligt minskade operatörernas möjligheter att vidtaga riktiga åtgärder.

Amerikanska studier visar klart att dessa brister inte var unika för TMI-2 utan att en förbättring är generellt påkallad. Det är också tydligt att man nu avser att väsentligt förstärka resurserna för ergonomisk forskning och utvecklingsarbete.

Läget i Sverige är troligen bättre än i USA. Någon fullständig genomgång av svenska kontrollrum finns ej redovisad. Dock kan konstateras att de olika kontrollrummen i Sverige uppvisar skillnader i vad gäller tillämpning av ergonomiska principer. En jämförelse mellan TMI-2 och Ringhals 2 visar att den bättre instrumenteringen på Ringhals som den förelåg före TMI-händelsen skulle ha givit ett säkrare underlag för en korrekt diagnos av anläggningens tillstånd. Behoven av förbättrade kunskaper och ökad tillämpning av ergonomiska principer är dock tydliga även i vårt land.

Ergonomi kan kortfattat beskrivas som läran om hur miljön skall utformas för att passa människans förutsättningar och behov. Ergonomi bru-

kar indelas i kraftergonomi och informationsergonomi. Det sistnämnda området är viktigast i kontrollrumssammanhang; här avses studier av människors informationsbehandling i människa-maskin-system. Mänsklig informationsbehandling kan i sin tur studeras utifrån två synpunkter: dels som varseblivning, dels som tänkande, problemlösning, beslutsfattande och minne (kognitiva funktioner). Varseblivningsprocessen är av stor betydelse i många praktiska sammanhang, t.ex. inom trafiken, men i stora komplicerade tekniska system som kärnkraftverk är de kognitiva funktionerna säkert av störst betydelse. De problem som operatören ställs inför kräver inte i allmänhet sekundsna bba, korrekta bedömningar av information erhållen via sinnesorganen, utan förhållandevis lång tid är tillgänglig för beslutsfattande. Problemet är att bedöma vad som är väsentligt i ett stort informationsflöde och att finna lämpliga procedurer för handlandet. Kognitiva faktorer är även avgörande för design av procedurer och rutiner, för riskanalys och underhållsarbete.

Utredningen

Utredningen har bedömt människa-maskin frågorna som synnerligen viktiga. Vid sidan om kravet på en lämplig utbildning måste en rad förutsättningar vara uppfyllda för att personalen vid kärnkraftverken skall kunna vidtaga från säkerhetssynpunkt riktiga åtgärder. Exempel på sådana förutsättningar är:

- att instrumenten är tillförlitliga, väl avläsningsbara och funktionellt placerade,
- att informationsmängden och informationsstrukturen exempelvis vid alarm anpassas till vad den mänskliga hjärnan förmår att bearbeta,
- att instruktioner är uppdaterade och förståeliga,
- att strikta arbetsrutiner och checkningsprocedurer med syfte att förebygga glömska föreligger,
- att erforderlig tid för beslutsfattande ges,
- att företagets attityd till säkerhetsfrågorna innebär en premiering av säkerhetsrelaterade åtgärder framför produktionsbeframjande.

Denna typ av förutsättningar styr personalens möjligheter att diagnostisera anläggningens tillstånd och fatta viktiga beslut. Målen med utformningen av människa-maskin-systemet måste vara att underlätta operatörernas beslutsfattande framför allt under stressförhållanden.

För att främja de ovan nämnda målen krävs en förstärkning av SKI-resurserna för bearbetning och utveckling av frågorna om människa och maskin. Vidare måste såväl tillverkare som kraftföretag i avsevärd utsträckning skärpa sin uppmärksamhet på dessa frågor. Genom att uppfylla de här angivna förutsättningarna bör det vara möjligt att successivt minska sannolikheten för en lång rad mänskliga felhandlingar.

Alla typer av mänskligt felhandlande går dock inte att förebygga. Exempelvis vet man från en rad studier att vid ökad information sker en prestationsförbättring bara upp till en viss nivå. Ytterligare tillskott av information ger inga ytterligare förbättringar. I själva verket kan man förvänta sig en försämring när informationsflödet blir alltför stort. Samtidigt finns en tendens att överskatta den egna förmågan att behandla stora informationsmängder. Detta sätter en gräns för vilka krav som kan ställas på driftpersonalen.

9.6 Personal – rekrytering och utbildning

Läge

Personalens kompetens och förmåga att agera i krissituationer är en avgörande faktor för kärnkraftens säkerhet. Kärnkraftdriften i olika länder visar exempel på såväl situationer, där personalen kunnat hejda utvecklingen mot en allvarlig händelse, som sådana fall där man inte förmått göra detta. I de fall där man varit mindre framgångsrik förklaras detta till en del av brister i utbildning eller instruktioner. Erfarenheterna visar också att inte enbart den personal som är direkt sysselsatt med driften är av betydelse i säkerhetskänsliga händelser. Underhållspersonalen har exempelvis en viktig roll när det gäller att bibehålla verken på en hög teknisk kvalitetsnivå. Även andra personalkategorier har självfallet stor betydelse för säkerhetsarbetet. Hit kan räknas säkerhetsspecialisterna vid kärnkraftföretagen, utbildningspersonalen vid utbildningsanstalter och personalen hos tillsynsmyndigheterna.

Driftpersonalen vid kärnkraftverken i Sverige rekryterades tidigare i första hand från motsvarande befattningar vid oljeeldade kraftverk. Även maskinförare på fartyg rekryterades. Efterhand har man övergått till att mer och mer anställa ingenjörer direkt från utbildning vid tekniska läroanstalter. Internutbildning vid företagen har därvid krävts i ökande utsträckning inte minst för tillämpade ämnen, såsom ångteknik. Alla kraftföretag har en egen utbildningsorganisation, som planerar och följer upp utbildningsprogrammet för varje anställd i driftverksamheten. Den samlade utbildningen sker numera dels internt vid kraftföretagen, dels vid AB Kärnkraftutbildning i Studsvik. Den interna delen ägnas åt grundläggande ämnen samt åt kännedom om det egna verkets system och funktioner. Därutöver ingår en omfattande praktik som medhjälpare i kontrollrumsarbetet. Vid reaktorskolan kompletteras de teoretiska grunderna. Därutöver sker träning i kontrollrumssimulatorer. Man disponerar en simulator för kokareaktorer och en för tryckvattenreaktorer. Utbildningen omfattar en period för grundutbildning samt regelbunden återträning. Huvuddelen av simulatorträningen avser normaldriftförhållanden inklusive uppstartning och avställning, men viss uppmärksamhet ägnas också

driftstörningar av olika slag. Sistnämnda moment är aktuellt främst under den återkommande utbildningen. Extrema händelseförlopp exempelvis innebärande förstörelse av härden har tidigare inte tränats, men kraftföretagen har efter TMI tagit initiativ till mera långtgående utbildningsprogram.

Utredningen har inte haft tillfälle att skapa sig någon fullständig bild av utbildningen för *underhållspersonal*. Intrycket är att någon helt systematisk utbildningsverksamhet för denna kategori inte förekommer.

Säkerhetsspecialisterna hos kraftproducenterna, tillsynsmyndigheternas personal, och lärarna för utbildning av drift- och underhållspersonal är antalsmässigt begränsade men för säkerhetsarbetet centrala yrkesgrupper. Någon formaliserad vidareutbildning av dessa grupper syns inte förekomma. De aktuella personerna har dock omfattande inbördes kontakter och dessutom möjligheter till uppföljning av verksamhet utomlands. Därigenom uppnås i praktiken en betydande utbildningseffekt.

I USA sker en licensiering av driftpersonalen med formaliserad utbildningskontroll. Något motsvarande förekommer inte i Sverige. Kärnkraftinspektionen har i princip möjligheter att följa den svenska utbildningen. Någon särskild organisationsenhet med detta som huvuduppgift finns dock inte vid inspektionen.

Då det gäller rekrytering har kraftindustrin särskilt pekat på svårigheterna på driftpersonalsidan. En viktig orsak är uppenbarligen arbetstidsförhållandena med ständig skiftgång. En gång anställd personal tycks dock, för Sydkrafts och OKG:s del, vara benägen att stanna länge på sin arbetsplats. Vattenfall har däremot uppgett sig ha betydande personalomsättning vid Ringhals. Detta har förklarats med svårigheter att smidigt erbjuda konkurrenskraftiga löner.

Utredningen

Utredningen har i det föregående hävdad att säkerhetsbegreppet måste ges en bred innebörd. Detta innebär i personalhänseende bl.a. att flera personalkategorier än den i sammanhanget självklara driftpersonalen är av betydelse för det samlade säkerhetsresultatet.

Analysen av händelseförloppet vid TMI avslöjar betydande brister i olika personalgruppers utbildning och träning. Något underlag för en generell värdering av den svenska utbildningens kvalitet i jämförelse med den amerikanska föreligger ej idag. Dock kan konstateras att vissa brister i den amerikanska utbildningen av driftpersonal återfinns även här, exempelvis att man ej i simulator fått träna sig att analysera och åtgärda kokningstillstånd i tryckvattenreaktorer. Däremot förefaller ambitionerna hos de svenska utbildningsansvariga ha varit högre, då det gäller att hos driftpersonalen skapa insikt och förståelse av processerna istället för att enbart förlita sig på givna instruktioner.

För *driftpersonalen* anser utredningen att en fördjupad utbildning rörande de grundläggande fysikaliska och tekniska processerna i reaktorer måste åstadkommas. Omfattningen av analys av och träning för icke normala situationer bör utökas. Härvid skall inräknas driftstörningar, kylmedelsförluster och sena haverisekvenser, även inkluderande förlopp med omfattande reaktorskador. Det bör påpekas att sistnämnda träningsmoment ställer ökade krav på simulatorkapacitet och lärarresurser. Berörda parter som utredningen varit i kontakt med, dvs kraftproducenterna, representanter för driftpersonalen och kärnkraftinspektionen, förefaller dela utredningens uppfattning beträffande behovet av kompletterande utbildning. Ett första steg av vidareutbildning har redan igångsatts eller planeras vid kraftföretagen.

Underhållspersonalen i vidaste bemärkelse är en omfattande och heterogen personalgrupp. Det förefaller därför knappast meningsfullt att ställa generella krav på utbildning i säkerhetshänseende. Utredningen anser dock att kraftproducenterna måste utforma och genomföra en selektiv utbildning i säkerhetsfrågor för sådan underhållspersonal som kommer i kontakt med verksamhet av direkt säkerhetsbetydelse.

Säkerhetsspecialisterna hos kraftföretagen och SKI samt lärarpersonal utgör alltså en liten grupp. Det förefaller inte heller för framtiden möjligt att driva någon mer omfattande, formaliserad internutbildning för dessa kategorier. De inbördes kontakterna bör även fortsättningsvis främjas. Vi har som litet land goda förutsättningar för sådana informella arrangemang. SKI och kraftföretagen har redan tidigare tagit samarbetsinitiativ, som utgör en god utgångspunkt. För den långsiktiga verksamheten är utbildningen och forskningen vid de tekniska högskolorna och i Studsvik av stor betydelse. Den nyinrättade professuren i reaktorsäkerhet vid Tekniska Högskolan i Stockholm samt de av utredningen föreslagna professorerna i teknisk psykologi (se kapitel 10) bör här få en viktig roll.

Betydelsefullt för säkerhetsarbetet är att olika inblandade personalkategorier har en helhetssyn på säkerheten, vilket kräver förståelse för varandras arbetsuppgifter och funktioner. En sådan förståelse kan erhållas genom att göra viss utbildning gemensam för exempelvis driftpersonal, underhållspersonal och olika specialister eller via någon typ av auskultationsverksamhet, där exempelvis specialister som arbetar med tekniska säkerhetsproblem får tillfälle att sätta sig in i driftpersonalens förhållanden.

Man bör dock vara medveten om att utbildning *inte* kan undanröja *allt* mänskligt felhandlande. Problem vid t.ex. behandling av stora informationsmängder kvarstår, liksom sådana nedsättningar i mänsklig kapacitet som uppkommer under stress. Alla människor begår felhandlingar, även de välutbildade.

Utredningen vill understryka sin uppfattning att SKI i första hand bör ge riktlinjer för utbildningen och kontrollera dess innehåll i stort. Något

starkt behov av en formaliserad licensiering av NRC-typ har hittills inte framkommit. Denna fråga torde komma att belysas ytterligare av det utvecklingsarbete inom utbildningsområdet som f.n. bedrivs på SKI:s uppdrag. Utredningen anser att en komplettering av tillsynsmyndighetens resurser för uppföljning av verksamheten på utbildningsområdet måste ske.

Utredningen anser att en stabil personalsituation är en god grund för ett effektivt säkerhetsarbete. Den höga omsättningen bland driftpersonalen i Ringhals är från denna utgångspunkt att beklaga. Lönefrågor syns vara en viktig orsak till omsättningen. Utredningen anser det självklart att en stelbent hantering av lönefrågor inte får utgöra ett hinder för en förbättring av säkerheten.

9.7 Normaldrift

Läge

Reglerna för drift av kärnkraftverk är fastställda i de säkerhetstekniska föreskrifterna (STF). STF upprättas av kraftverksinnehavaren, granskas av dennes säkerhetskommitté och fastställs slutligen av SKI. STF upprättas i viss samverkan mellan kraftföretagen. Detta har lett till en i stort enhetlig uppställning.

STF anger högsta tillåtna värden för drift av reaktorn, exempelvis för reaktorvattentemperatur och tryck. STF anger också villkor och begränsningar för drift i förhållande till funktionen hos olika system och komponenter. Vidare specificeras typ och frekvens av provning och inspektion. Slutligen redovisas administrativa föreskrifter.

Överskrids de högsta tillåtna värdena skall reaktorn ställas av. Den får därefter inte startas på nytt innan en särskild säkerhetsgranskning ägt rum. Är tillgängligheten för vissa säkerhetssystem reducerad i förhållande till normalvärdena skall reaktorns effektnivå minskas eller reaktorn helt ställas av.

Reaktorns system av betydelse för säkerheten underkastas återkommande provning. Provningsintervallen utförs med intervall från något dygn till flera år beroende på det aktuella systemets egenskaper. Provningsintervallen utförs också efter reparationer.

Den sammanlagda underhålls- och provningsverksamheten vid ett kärnkraftverk är mycket omfattande. Den ställer stora krav på säkerhetsmedvetande och teknisk kompetens hos den berörda personalen samt på de administrativa rutinerna för uppföljning av verksamheten. Veritas har i sin granskning av verksamheten vid Ringhals kritiserat kvalitetssäkringsarbetet för brister bl.a. i administrativt avseende. Man anser bl.a. att det

är väsentligt att kärnkraftinspektionen definierar sina krav bättre. Hos Vattenfall föreligger enligt Veritas oklarheter i ansvarsfördelning och brister i resurser för kvalitetssäkringsarbetet.

Bemanningen i kärnkraftverken (minimikrav på driftpersonal) specificeras också i STF. Exempelvis skall vid normal drift av reaktorn Oskarshamn 2 skiftstyrkan bestå av fem man: en skiftingenjör, en kontrollrumingenjör, en kontrollrumstekniker och två stationstekniker. Kärnkraftinspektionen har för närvarande inte preciserat kompetenskraven på dessa personalkategorier. (Jämför även avsnitt 9.6.)

Utredningen

Utredningen bedömer formerna för upprättande och granskning av de säkerhetstekniska föreskrifterna som ändamålsenliga. Genom att ansvaret för att upprätta STF ligger på företagen markeras dessas ansvar för initiativ i säkerhetshänseende. Genom granskningen i den centrala säkerhetskommittén och ytterst godkännandet hos SKI markeras STF:s och det löpande säkerhetsarbetets betydelse.

STF kompletteras vid kraftverken av en stor mängd störningsinstruktioner som ger anvisningar för handlandet i förutsedda felsituationer. Utredningen vill peka på behovet av regler även för situationer som inte täcks av störningsinstruktioner eller inte kan diagnostiseras omgående. I STF bör därför intas en "generalklausul" om att verket skall bringas till säkert avställt tillstånd i sådana fall.

Beträffande underhåll och provning delar utredningen Veritas principiella uppfattning. Utredningen menar alltså att en hög ambition för kvalitetssäkringsarbetet måste finnas i all kärnkraftverksamhet. Detta ställer krav på SKI (och SSI) att formulera principiella krav och kontrollera uppbyggnaden av organisation för dessas uppfyllelse. Det ställer också höga krav på innehavarna då det gäller målformulering, organisation, klarhet i ansvarsfördelning och avdelade resurser.

Beträffande bemanningen med skiftgående personal noterar utredningen att utbildningskraven för olika kategorier inte preciserats av SKI. Underhandskontakter mellan innehavarna och tillsynsmyndigheten i bemannings- och utbildningsfrågor förekommer dock. Utredningen anser det nödvändigt att SKI preciserar kompetenskraven på skiftpersonalen och noterar att ett arbete med detta syfte pågår.

Utredningen anser också att en precisering av kompetenskraven för vissa andra beattningshavare bör övervägas. Främst gäller detta befattningar som driftchef och driftingenjör. Utredningen anser att man i sammanhanget bör överväga ett system med en särskilt utsedd föreståndare på samma eller liknande sätt som nu förekommer för arbeten med sprängämnen. Föreståndare enligt lagen om explosiva och brandfarliga varor (SFS 1949:341) godkänns av tillsynsmyndigheten. Han har huvudansva-

ret för att den löpande verksamheten bedrivs med beaktande av säkerhetsaspekterna. Ett liknande arrangemang finns t.ex. inom civilflygverksamhet där flygchef och teknisk chef godkänns av Luftfartsinspektionen (Lilja 1979). Ett system med föreståndare för drift av kärnkraftverk skulle enligt utredningens uppfattning bidra till att ytterligare markera det löpande säkerhetsarbetets betydelse. Därutöver kan det medverka till att skapa ytterligare förbättrade förutsättningar för ett samlat säkerhetsarbete. Detta är av central betydelse i haverisituationer (se avsnitt 9.8) men är också av vikt under normal drift. Utredningen utgår från att föreståndare skall utses ur kretsen av teknisk chefpersonal vid själva kärnkraftverken.

Beträffande avlösningen mellan skift anser utredningen att en formaliserad och dokumenterad säkring av överlämningsprocedurerna är lämplig. En riktning kan vara de rutiner som tillämpas av flygbesättningar före start. Såväl kraftföretagen som tillsynsmyndigheten förefaller positiva till en förändring i denna riktning.

9.8 Haveriberedskap

Läge

För haverier och haveritillbud finns särskilda beredskapsorganisationer vid kärnkraftverken. Beredskapsorganisationen har till uppgift att svara för all verksamhet inom kraftverkets område då en olycka inträffar. En huvuduppgift är att vidta drifttekniska åtgärder för att förebygga haverier eller begränsa dessas konsekvenser. En annan uppgift är att vidta skydds- och räddningsåtgärder inom anläggningen och dess närområde. Föreligger risk för farliga utsläpp utanför kärnkraftverket skall beredskapsorganisationen larma polis och länsstyrelse. Sistnämnda frågor tas upp i SSI:s beredskapsutredning och berörs därför bara kortfattat nedan.

Beredskapsorganisationen leds av en områdesledare med vidsträckt befogenheter. Han ansvarar ytterst för samordning och ledning av alla åtgärder såväl inom anläggningen som utåt mot myndigheter m.m. Driftchefen (eller dennes ersättare) är ordinarie områdesledare. Intill dess driftchefen inställt sig är vakthavande ingenjören (VHI) områdesledare. VHI kan i allmänhet inställa sig vid verket inom 30–60 minuter. Vid Barsebäcksverket är inställelsetiden väsentligt kortare. Under områdesledaren finns bl.a. en anläggningsgrupp, vari ingår skiftpersonalen, och en strålskyddsgrupp.

Beredskapsorganisationen övas ungefär en gång per år. Vid de större övningarna tränas bl.a. samverkan med yttre myndigheter, exempelvis länsstyrelsen. De mindre övningarna är mer inriktade på verkens interna

beredskap. Övningarna har främst avsett s.k. konstruktionsbestämmande haverier. Detta innebär att utdragna haveriförlopp av TMI-typ så vitt kunnat utrönas inte förekommit. Övningarna sker på de berörda länsstyrelsernas och kärnkraftföretagens initiativ. Kärnkraftinspektionen ställer inga direkta krav på viss övningsomfattning eller övningsuppläggning då det gäller reaktordrift vid haverier och tillbud.

TMI-erfarenheterna har ännu inte utvärderats systematiskt i haveriberedskapshänseende. Översiktliga beskrivningar pekar dock på ett flertal organisatoriska brister. Bl.a. kan organisatoriska förhållanden ha försvårat den överblick av situationen som är nödvändig i svåra haverisituationer. Tillkallade experter kom till platsen alltför sent för att kunna påverka de viktigare delarna av haveriförloppet och utnyttjades relativt osystematiskt därefter. Kontakterna med delstatsmyndigheterna (motsvarande våra länsstyrelser) var otillräckliga, vilket försvårade en säker bedömning av situationen från utrymningssynpunkt. Även tekniska brister har konstaterats. Ett exempel är instrumentering för analys av reaktorns tillstånd under onormala förhållanden, ett annat anordningar för mätning av aktivitetens utsläpp till omgivningen efter haveriet.

Det amerikanska NRC:s rapport "Lessons learned" (NUREG 0578) tar upp några av dessa brister. Bl.a. vill man se över ansvarsfördelningen för reaktordrift i haverisituationer. Man vill vidare förstärka kompetensen hos skiftpersonalen, exempelvis genom införande av en särskild rådgivare (shift technical advisor) med specialkompetens när det gäller reaktorns beteende i haverisituationer. I tekniskt avseende föreslås främst ett antal åtgärder för mätning av strålning och vätgasfrigörelse i samband med haverier.

Det amerikanska kraftföretaget Tennessee Valley Authority tar i en egen rapport efter TMI (TVA 1979) upp flera av ovanstående problem. Då det gäller tillgången till kompetens i kontrollrummet vill man i första hand stärka den genom vidareutbildning av den befintliga personalen. Någon teknisk rådgivare med permanent arbetsplats i kontrollrummet föreslås inte. Däremot vill man inrätta en särskild haveristyrka av specialister som kan flygas till den aktuella reaktorn med kort varsel i samband med ett haveri.

I sina kommentarer till NRC:s "Lessons learned" (kapitel 7) har de svenska kraftföretagen avvisat förslaget om "shift technical advisor". Man anser att kompetensproblemet istället bör mötas genom en fördjupad utbildning av skiftpersonalen. Man godtar däremot NRC:s förslag, då det gäller instrumentering för strålning och vätgaskoncentration m.m.

Utredningen

Enligt utredningens mening ligger självfallet ansvaret för driften kvar på kraftbolaget även under ett haveriförlopp. Vid ett TMI-liknande haveri, d.v.s. ett utdraget händelseförlopp, framstår det dock som oacceptabelt

från allmän synpunkt om inte tillsynsmyndigheterna följer verksamheten på platsen och även har befogenhet att ingripa för att förhindra en eljest mycket stor olycka eller lindra dess konsekvenser. Det är därför nödvändigt att tillsynsmyndigheterna har en väl utvecklad haveriberedskap. Utredningen utgår från att denna beredskap samt myndigheternas befogenhet att ingripa m.m. kommer att granskas närmare främst av SSI:s särskilda utredning och av utredningen om översyn av lagstiftningen på atomenergiområdet.

Utredningen konstaterar att kraftföretagens beredskapsplaner syftar till sammanhållen ledning av all verksamhet i haverisituationer. Områdesledaren har sålunda det yttersta ansvaret, såväl för driften av reaktorn som för kontakterna utåt, exempelvis gentemot länsstyrelsen. Detta sammanhållna ansvar är en lämplig och nödvändig ordning.

Utredningen konstaterar mot bakgrund av bl.a. TMI att beslutsfunktionen i ett kärnkraftverk kan ställas inför höga krav redan under den första timmen efter en onormal händelse. Detta gäller kanske i första hand tryckvattenreaktorerna. Det är nödvändigt att man redan under den första halvtimmen kan fatta långtgående drifttekniska beslut och samtidigt etablera kontakter med utomstående myndigheter. Detta kräver en mycket kort inställetid för den vakthavande ingenjören (VHI) och en säkerställd kompetens för långtgående tekniska beslut hos denne och skiftingenjören. Utredningen anser därför att kompetenskraven för VHI måste preciseras och att den godtagbara inställetiden skall begränsas till högst 30 minuter.

Utredningen anser det tillfredsställande att beredskapsorganisationen övas. Övningarna bör dock i större utsträckning än nu avse även det interna arbetet vid reaktorer i samband med haverier. Det är väsentligt att man därvid övar även svårbedömda tekniska situationer och utdragna haveriförlopp med omfattande reaktorskador.

Kärnkraftinspektionen har hittills begränsat sina krav på kraftföretagens interna beredskapsorganisation till att granska och godkänna de organisationsförslag som ingår i kraftföretagets säkerhetsrapport och säkerhetstekniska föreskrifter. Utredningen anser det emellertid självklart nödvändigt att SKI, SSI och berörd länsstyrelse i samråd uppställer riktlinjer för beredskapen och utövar tillsyn över utbildning och övningsverksamhet.

Beträffande de amerikanska förslagen till förbättringar av haveriberedskapen anser utredningen att tanken på en "shift technical advisor" bör avvisas. Ett huvudmotiv är att en sådan funktion knappast bidrar till att förenkla ansvarsfördelningen i en haverisituation. Därtill kan komma problem att rekrytera och sysselsätta personal med denna utbildning under normaldriftförhållanden. Det bakomliggande syftet med förslaget bör istället mötas genom en fördjupad utbildning av skiftpersonal och områdesledare samt kortare inställetid än nu för i första hand VHI.

Beredningsplaneringen innefattar redan förberedelser för personalförstärkning vid verken. Utredningen anser att en utvidgning av denna planering bör övervägas. Tillgången till radiologisk expertis kan behöva beaktas särskilt. I en sådan planering bör resurser centralt hos kraftproducenterna, hos reaktortillverkarna och hos övriga kärnkraftföretag ingå. Även Studsvik kan här vara en väsentlig resurs.

Utredningen bedömer det som angeläget att länsstyrelserna förfogar över teknisk expertis för att bedöma händelseutvecklingen i ett kärnkraftverk i samband med ett haveri. Utredningen anser därför att man bör överväga att i samband med haverier stationera t.ex. en kontaktman från verket i länsstyrelsen.

9.9 Händelseuppföljning, felanalys och erfarenhetsåterföring

Läge

Vid drift av kärnkraftverk inträffar, liksom vid drift av andra komplicerade tekniska system, ett stort antal händelser, som berör funktionen hos komponenter eller delsystem. En del av dessa händelser berör säkerhetssystemens eller totalsystemets säkra funktion, säkerhetsrelaterade händelser. Ytterst kan en sådan händelse leda till ett haveri med omfattande skador på anläggningen eller svåra personskador som följd. TMI är i denna bemärkelse ett exempel på haveri.

Information om händelser vid en viss anläggning har nästan alltid värde för säkerhetsarbetet vid andra anläggningar. Kraftproducenter, reaktortillverkare och tillsynsmyndigheter är medvetna om detta. Flera system för erfarenhetsåterföring har därför byggts upp. De olika stegen i erfarenhetsåterföring är rapportering, analys och informationsdelgivning.

TMI-haveriet hade föregåtts av en schweizisk (Beznav) och en amerikansk (Davis Besse) händelse med likartade begynnelseförlopp. I båda dessa fall skedde en rapportering. I båda fallen skedde också en analys hos respektive tillverkare, men det sista steget, informationsdelgivningen, fungerade inte.

I USA har tillsynsmyndigheten NRC tidigare gjort betydande ansträngningar för att åstadkomma ett effektivt system för erfarenhetsåterföring. Bl.a. Ramussen-studien visade nämligen på att störningar som startar med små händelser ger betydelsefulla bidrag till den samlade riskbilden. En särskild arbetsgrupp med avsevärda befogenheter byggdes därför upp vid NRC i mitten av 70-talet. Åtgärden gav emellertid inte det avsedda resultatet, och NRC:s system har kommit att mer och mer syssla med formell sammanställning av rapporter från de olika kraftföretagen. Efter

TMI har dessa brister uppmärksammats. Bl.a. planerar den amerikanska kraftindustrins forskningsinstitut EPRI ett omfattande system för rapportering, analys och informationsåterföring.

I Sverige driver kraftföretagen gemensamt ett system för komponentuppföljning. Syftet härmed är, förutom att ge ett bidrag till säkerhetsarbetet, också att ge underlag för tillförlitlig drift och underhållsrutiner m.m. Säkerhetsrelaterade händelser rapporteras av kraftföretagen direkt till SKI enligt regler som finns fastlagda i kraftverkens säkerhetstekniska föreskrifter. I SKI klassas och databehandlas denna information. En omfattande mängd utländska erfarenheter, främst från USA, tillförs också. Någon mer omfattande bearbetning av materialet sker dock inte.

Diskussioner har tagits upp om ett internationellt samarbete för återföring av säkerhetserfarenheter i samband med drift av kärnkraftverk. Dessa diskussioner har hittills – november 1979 – resulterat i att OECD startat ett system för informationsutbyte.

Inom andra samhällssektorer är det främst flyget som har ett utvecklat system för erfarenhetsåterföring. Reaktorsäkerhetsutredningen har låtit utföra en särskild studie härav (Lilja 1979). Av den framgår bl.a. att såväl tekniska som driftmässiga (operativa) förhållanden rapporteras. Data-system utnyttjas i stor utsträckning för rutinmässig uppföljning av system och komponenter. Vid anmärkningsvärt ökad felfrekvens slår data-systemet larm. Innan informationen sänds vidare utanför flygbolagen sker en avsevärd sovring av materialet. Detta sker på flygföretagens eget ansvar. Av särskilt intresse är den aktiva roll tillverkarna av flygplan spelar i säkerhetsarbetet. Särskilt då ny materiel börjar användas är detta betydelsefullt eftersom tillverkarens samlade erfarenheter växer snabbare än varje enskild användares. Tillverkarna övervakas av sina länders luftfartsmyndigheter och är således skyldiga att ge tekniskt underlag för myndigheternas återkommande säkerhetsgranskning. Ett annat intressant drag är den aktiva roll piloterna spelar i säkerhetsarbetet. I Sverige har exempelvis Svensk Pilotförening en flygsäkerhetskommitté för bevakning av att piloternas flygsäkerhetsintressen tillgodoses i olika sammanhang.

Utredningen

Utredningen anser att ett väl fungerande system för erfarenhetsåterföring är väsentligt. Denna uppfattning styrks såväl av TMI-erfarenheterna som av Ramussens m.fl. mer allmänna felanalyser. En lång erfarenhet inom flygets säkerhetsarbete pekar också entydigt i denna riktning.

Kraftföretagens gemensamma system för komponentuppföljning förefaller lämpligt för sitt syfte. I SKI:s system för uppföljning av säkerhetsrelaterade händelser i de svenska kärnkraftverken fungerar själva rapporteringen väl. Analysen av materialet är däremot klart otillräcklig i för-

hållande till den höga ambition som utredningen anser bör känneteckna erfarenhetsåterföringen. En betydligt kraftfullare insats än hittills är alltså nödvändig i detta avseende.

Utredningen är medveten om svårigheterna att åstadkomma ett väl fungerande system för erfarenhetsåterföring. Dessa framgår klart av de amerikanska NRC-erfarenheterna. Utredningen anser det väsentligt att ett framtida system byggs upp i samverkan mellan kraftföretag, tillsynsmyndighet och tillverkare. Därigenom markeras alla dessa parter centrala roller i säkerhetsarbetet. Dessutom bör en sådan lösning underlätta en nödvändig hushållning med knappa mänskliga resurser.

Möjligheterna till kvalificerad analys av underlagsmaterialet måste särskilt beaktas i det tänkta systemet. Detta kräver tillgång till högt utvecklat vetenskapligt och praktiskt kunnande inom reaktorfysik och -kemi, reaktorteknik, ergonomi, statistik och psykologi för att nämna några av de viktigaste kompetensområdena. Enskilda händelser måste också kunna sättas in i ett större säkerhetsmässigt sammanhang. Möjligheter till statistisk felanalys av Rasmussen-typ måste tillvaratas och utvecklas för detta syfte.

En viktig uppgift för en nationell verksamhet är att tillgodogöra sig internationella erfarenheter. Ett element i detta är utbyte av mera rutinbetoad information. Än viktigare är dock att skapa goda förutsättningar för utbyte av fördjupade kunskaper och analyser. Detta kan ske bl.a. genom deltagande i internationella studie- och forskningsprojekt och genom personalutbyte med sådana länder som USA, Västtyskland, Frankrike och Storbritannien.

Beträffande de organisatoriska formerna för den betydligt ökade insats för analys och erfarenhetsåterföring som utredningen föreslår, är det inte utan vidare givet att verksamheten bör förläggas till SKI. Som framhållits behövs ett brett engagemang i verksamheten med högt utvecklad och mångsidig kompetens. Det får inte riskeras att den kvalificerade personalen för ändamålet engageras i SKI:s löpande arbetsuppgifter. Överhuvudtaget kan det vara svårt att inom ramen för en statlig myndighet skapa de flexibla anställnings- och arbetsformer som är väsentliga för en verksamhet av här avsett slag. Den amerikanska tillsynsmyndighetens erfarenheter ger knappast stöd för ett SKI-alternativ.

Ett arrangemang i kraftföretagens regi kan ha effektivitetsmässiga fördelar men tillgodoser inte rimliga krav på offentlig insyn. En sådan lösning kan också försvåra erfarenhetsåterföringen till SKI. Denna återföring är väsentlig för SKI:s planering av och övriga insatser för säkerhetshöjande åtgärder och forskning på säkerhetsområdet.

Utredningen har för sin del funnit många skäl som talar för att analys och erfarenhetsåterföring organiseras i samverkan mellan kraftproducenter, tillsynsmyndigheter och tillverkare. En sådan lösning skulle ha som

främsta fördel att främja ett starkt engagemang från samtliga dessa parter. Genom lämpligt val av arbetsformer bör såväl oberoende som offentlig insyn kunna tillgodoses.

Utöver den nu föreslagna, betydligt ökade insatsen för analys och erfarenhetsåterföring av löpande natur bör enligt utredningens mening övervägas att skapa en särskild form för utredning och analys av allvarliga tillbud och driftstörningar av särskilt intresse från säkerhetssynpunkt. Det kan – i likhet med vad som skett på andra förvaltningsområden med säkerhetsansvar – vara lämpligt med en på förhand planerad ordning för att snabbt utse en självständig expertgrupp att oberoende av tillsynsmyndigheten utreda sådana händelser. Utredningen finner det naturligt att frågan om den lämpligaste formen för utredning och analys av allvarliga tillbud och driftstörningar aktualiseras genom SKI:s försorg.

9.10 Tids- och åtgärdsplan

Utredningen

Initiativ, förberedelse och genomförande eller bevakning i annan form av de i detta kapitel föreslagna åtgärderna ankommer på statens kärnkraftsinspektion, SKI, ensam eller i samverkan med andra parter.

Utredningen föreslår att SKI utan dröjsmål upprättar en tids- och åtgärdsplan för dessa åtgärder.

10 Forskning

Läge

Under kärnkraftteknikens utvecklingsskede fram till mitten av 1960-talet gick reaktorsäkerhetsforskningen hand i hand med reaktorutvecklingen. Sedan dess har reaktorkonstruktionerna mer eller mindre standardiserats, och enhetliga säkerhetskrav har uppställts. Reaktorsäkerhetsforskningen har därvid i första hand inriktats på att verifiera säkerhetsmarginaler och skapa underlag för att förbättra säkerhetskraven. På senare tid har forskning och studier också genomförts för att mer systematiskt kartlägga den samlade riskbilden. Betydande insatser har med detta som grund gjorts även för att utveckla nya och effektivare säkerhetssystem.

Den verifierande forskningen administreras i allmänhet av säkerhetsmyndigheterna i olika länder och bedrivs i stor utsträckning vid statliga forskningslaboratorier. De myndighetsstyrda forskningsprogrammen har efter amerikansk förebild huvudsakligen varit inriktade på att studera förlopp vid haverier med potentiellt stora konsekvenser. Exempel på sådana förlopp är kylmedelsförlust och nödkylning.

Reaktorsäkerhetsforskningens omfattning har ökat snabbt under 1970-talet. Som ett mått på nuläget visas i tabell 10.1 ungefärliga kostnader under år 1978. Beloppen avser forskning på lättvattenreaktorers säkerhet och anges i miljoner kronor.

Tabell 10.1 Ungefärliga kostnader för reaktorsäkerhetsforskning 1978 i milj. kr.

<i>Land (motsv)</i>	<i>Kostnad</i>
USA	900
Västtyskland	300
Japan	250
Frankrike	100
Storbritannien	80
Euratom	50
Sverige	20

Siffrorna i tabell 10.1 avser den offentligt finansierade forskningen. I snäv bemärkelse behandlar denna forskning i mycket liten utsträckning vidareutvecklingen av säkerhetssystem. I vidaste bemärkelse kan dock all vidgad kunskap om reaktorsäkerhet sägas bidra till att höja denna säkerhet.

Inte minst i USA har forskningen av tradition haft en mycket stark tonvikt på att lämna underlag för säkerhetsgranskning. Rasmussen-studien är ett exempel på annan typ av forskningsverksamhet. Den syftade till att systematiskt kartlägga och kvantifiera riskerna vid drift av kärnreaktorer.

Rasmussen-studien ledde till en delvis förändrad syn på den relativa betydelsen av olika problem. För mera direkt säkerhetshöjande åtgärder föreslog det amerikanska NRC år 1978 ett treårigt forskningsprogram med en kostnad av ungefär 65 milj. kr. Endast en bråkdel av denna summa anslogs dock av kongressen. Man kan förutse att TMI får som följd en förändrad syn på betydelsen av sådan forskning och en förskjutning av dess inriktning, exempelvis i form av en ökad satsning på människa-maskin frågor. Reviderade forskningsplaner föreligger dock ännu inte i USA.

I Västtyskland arbetar man inom ramen för ett flerårsprogram för säkerhetsforskning med successivt ökande anslag. Även här är tyngdpunkten verifikation av de befintliga säkerhetssystemens funktion. Åtskilliga forskningsprojekt inom denna ram bör dock indirekt ge underlag för säkerhetshöjande åtgärder. Ett exempel härpå är projektet "härdsmlta". Av särskilt intresse är den omfattande forskningsatsningen på kvalitets-säkring och komponenttillförlitlighet, där anslaget 1978 var ungefär 70 milj. kr. Den tyska reaktorsäkerhetsstudien (Birkhofer-studien) har självfallet ett mera allmänt säkerhetsintresse. Bl.a. har det framgått att den redan före sin publicering gett upphov till ett antal åtgärder i säkerhets-höjande syfte.

Det svenska forskningsprogrammet har redovisats mera utförligt senast i samband med SKI:s reaktorsäkerhetsstudie 1977 (SKI 1977). Där anges två huvudsyften för säkerhetsforskningen:

- att ge underlag för tillsyns- och licensieringsverksamheten,
- att bibehålla inhemsk forskarkapacitet och därmed beredskap för att kunna lösa frågor som i framtiden visar sig betydelsefulla.

Resurserna för säkerhetsforskning har ökat under senaste åren, som framgår av tabell 10.2.

Tabell 10.2

Medelsram för svensk kärnsäkerhetsforskning i milj. kr.

<i>Budgetår</i>	<i>Anslag</i>
75/76	7
76/77	14
77/78	19
78/79	24
79/80	26
80/81 (äskat)	27

Som ytterligare motiv för forskningen har under de senaste åren angetts:

- identifiering och belysning av tänkbara säkerhetsproblem,
- uppföljning av utländsk forskning.

Några av de största områdena inom programmet är "värmetekniska försök och programutveckling" (10 milj. kr. 1979/80), "haveri- och säkerhetsanalys" (3 milj. kr.) och "Marvikenverksamhet"* (2 milj. kr.). Bl.a. inom området "haveri- och säkerhetsanalys" finns enskilda projekt som kan sägas ha direkt säkerhetshöjande syfte. Programmet i övrigt har framtagande av underlag för säkerhetsgranskning som huvudsyfte, men liksom för Västtyskland kan säkert flera av forskningsprojekten lämna indirekt underlag för säkerhetshöjande åtgärder.

Den svenska säkerhetsforskningen är helt inriktad på vattenkylda reaktorer. Tabell 10.3 ger en grov fördelning i procent av forskningsanslagen på de olika typerna av sådana reaktorer.

Tabell 10.3

Fördelning av säkerhetsforskningsanslag på olika reaktortyper

<i>Reaktortyp</i>	<i>Andel, %</i>
Kokareaktorer	60
Tryckvattenreaktorer	10
Gemensamt	30

Utredningen

Utredningen har enligt sina direktiv bl.a. att bedöma inriktningen av kärnkraftsinspektionens forskningsprogram kring säkerhetshöjande åtgärder. Detta innebär att de medel för säkerhetsforskning som finansieras av Nämnden för Energiproduktionsforskning inte kommenteras här. Utredningen kommenterar inte heller den del av SKI:s forskningsprogram som helt avser att ge underlag för tillsyns- och licensieringsverksamheten.

Då det gäller forskning inriktad på säkerhetshöjande åtgärder gör utredningen nedan vissa allmänna bedömningar. Dessutom lämnas kommentarer till enskilda forskningsprojekt i de fall där detta befunnits särskilt motiverat. Utredningen har däremot inte funnit det möjligt att göra en genomgång av de enskilda forskningsprojekten punkt för punkt.

Utredningen konstaterar att säkerhetsforskningen som huvudsyften har att identifiera säkerhetsproblem, att ge idéer och anvisningar för deras lösning och att värdera effekten av lösningarna. Identifiering och värdering kräver en systematisk bearbetning av kärnkraftens risker. Utveck-

* Härmed avses nödkylningsexperiment i full skala i den nedlagda Marvikenreaktorn.

lingen av metoder för detta är i sig ett forskningsprojekt, men ger också underlag för avvägning av forskning inom olika delområden. Utredningen anser att den systematiska överblicken av säkerhetsområdet f.n. är otillräcklig. Åtgärder för en förbättring av situationen har föreslagits ovan i kapitel 9, avsnitt 9.9.

Utredningen konstaterar att det befintliga forskningsprogrammet till övervägande del berör tekniska frågor. Utredningen har emellertid i avsnittet om säkerhetskänsliga åtgärder hävdat att frågor om *policy, rollfördelning och organisation* är väsentliga för säkerhetsarbetet med så komplexa system som kärnkraften. Utredningen anser i konsekvens härmed att resurser måste ges för en utvidgad forskning inom detta område.

Utredningen finner att den *mänskliga faktorn*s betydelse för säkerheten motiverar ett ökat intresse för detta område. Bl.a. är en förstärkning av SKI:s resurser för arbete med människa – maskin-problem klart motiverad. Ett viktigt exempel på arbetsuppgift är deltagande i uppbyggnad och utnyttjande av ett bättre system för händelseanalys. För närvarande saknar myndigheten egna anställda med full kompetens inom området. Dock har man stött forskning inom ergonomi; detta stöd bör fortsätta.

Rekryteringen av forskare och psykologer inom området teknisk psykologi är f.n. svag. Dock finns vid universiteten en omfattande grundforskning att bygga på. Denna kompetens borde utnyttjas bättre genom att betingelser skapas för ett nära samarbete mellan psykologer och tekniker. En lämplig väg att gå är enligt utredningens mening att inrätta ytterligare tjänster i teknisk psykologi vid några av de tekniska högskolorna. (Vid tekniska högskolan i Luleå finns redan en professur i teknisk psykologi.) Innehavarna av dessa tjänster skall svara för utbildningen av tekniker och psykologer i informationsergonomi. De skall även ansvara för att den nu expanderande internationella forskningen på området bevakas i vårt land.

Forskningens närmare inriktning måste givetvis göras till föremål för fortsatta överväganden i samverkan med bl.a. SKI. Utredningen vill emellertid redan nu framhålla att följande områden särskilt förtjänar att närmare beaktas. Listan baseras på studiet av TMI-haveriet – fortsatta studier av svenska förhållanden kan leda till väsentliga förändringar:

- uppbyggnad av system för observation och klassificering av mänskligt felhandlande (del av incidentanalys),
- presentation av information i kontrollrum, inklusive hjälpmedel för underlättande av beslutsfattande i krissituationer,
- 30-minutersregeln: tidsaspekter på driftpersonalens handlande i haverisituationer,

- avvägning mellan procedurträning och teoretisk förståelse vid utbildning,
- arbetsorganisation och -rutiner, ex. vis för skiftöverlämning m.m.

Även följande områden är viktiga:

- presentation och tillgänglighet av procedurer för onormala tillstånd,
- metoder för prognos av mänskligt felhandlande,
- metoder för urval,
- upprätthållande av riskmedvetande.

Inom området "utsläpps begränsande åtgärder" ligger vissa idéer mycket nära ett direkt genomförande. Dessa har kommenterats tidigare. Det är utredningens uppfattning att detta område har en betydande ytterligare utvecklingspotential (Westermarck 1979). Utredningen syftar här på mera långtgående åtgärder för utsläppsfiltrering samt på arrangemang för att ytterligare minska riskerna för härdsmältor och ångexplosioner, bl.a. genom s.k. härdfångare. Detta område har hittills bearbetats i liten utsträckning internationellt. Sverige bör här ha goda möjligheter att göra en insats av internationellt värde. Som en bieffekt härav kan våra möjligheter till tidig inblick i andra internationella forskningsprojekt, bl.a. i Västtyskland och USA, stärkas. Utredningen anser mot denna bakgrund att en långsiktig forskningsinsats bör göras inom området "utsläpps begränsande åtgärder".

Utredningen har tidigare betonat vikten av en hög säkerhetsambition inom drift- och underhållsfunktionen. Sverige bör därför eftersträva ett deltagande i eller samverkan i andra former med det mycket omfattande västtyska projektet inom detta område.

Då det gäller SKI:s planeringsfunktion för säkerhetsforskning konstaterar utredningen att denna har belastats i ökande utsträckning genom den snabba tillväxten av forskningsprogrammet. På planeringsfunktionen ankommer inte bara att ha en överblick över kärnkraftens säkerhetsfrågor och en uppfattning om de tillgängliga internationella och nationella resurserna. Man har också ett ansvar för att sprida kunskap inom landet om både de svenska och de utländska forskningsresultaten. Utredningen anser att de nu tillgängliga resurserna är otillräckliga och måste förstärkas.

I detta sammanhang vill utredningen också beröra frågan om utnyttjandet av den resurs som Studsvik Energiteknik utgör. Utredningen finner Studsviks ställning oklar. Nationella forskningsstationer av Studsviks storlek kan inte väntas ge ekonomisk självtäckning men kan ändå i större sammanhang ha ett berättigande. Risö i Danmark och Kjeller i Norge är exempel på sådana forskningsstationer. Med avseende på personal och

laboratorieresurser innebär Studsvik en motsvarande tillgång i Sverige. Genom kravet på omedelbar ekonomisk lönsamhet har emellertid Studsvik Energiteknik AB anträtt en väg där uppdrag och prioriteringar alltmer måste styras av kortsiktiga ekonomiska hänsyn. Det är under dessa förhållanden osäkert i vilken omfattning man för framtiden kan räkna med Studsviks resurser i säkerhetsarbetet. Därför förefaller det angeläget att man från statens sida omprövar förutsättningarna för att i en ändamålsenlig organisation utnyttja Studsviks resurser på ett fruktbart sätt.

Utredningens direktiv

Utredning om reaktorsäkerhet mot bakgrund av bl.a. haveriet vid kärnkraftverket Three Mile Island, block 2

Dir 1979:49

Beslut vid regeringssammanträde 1979-04-26.

Statsrådet Tham anför.

Alla energiomvandlingsprocesser är förenade med miljöeffekter och risker för olyckor, som kan leda till skada på människor och miljö. Detta gäller även produktion av elektrisk energi i kärnkraftverk.

Beräkningar av risker för stora haverier i kärnkraftverk och konsekvenserna av dessa har utretts i många olika sammanhang, utöver de utredningar som regelmässigt görs, när ansökningar om att få uppföra nya kärnkraftverk behandlas. Den internationellt mest kända utredningen är Reactor Safety Study WASH-1400, även kallad Rasmussen-rapporten, som utförts på uppdrag av United States Atomic Energy Commission (NUREG-75/014). I Sverige har riskerna för haverier i kärnkraftblock och de konsekvenser som kan bli följden av haverierna utretts av bl.a. närförläggingsutredningen och energikommissionen. Slutsatserna av dessa utredningars arbete har presenterats i betänkandet (SOU 1975:56). Närförläggning av kärnkraftverk och betänkandet (SOU 1978:49) Energi Hälso- Miljö- och Säkerhetsrisker. Som underlag för dessa båda utredningars arbete har ett omfattande faktamaterial framtagits. Utöver dessa båda offentliga utredningar kan nämnas den reaktorsäkerhetsstudie som statens kärnkraftinspektion på uppdrag av regeringen utförde under åren 1976 och 1977.

De beräkningar och utredningar angående säkerheten i kärnkraftverk som har presenterats har under den senaste tiden blivit föremål för viss kritik. Sålunda har t.ex. rapporten WASH-1400 till vissa delar utsatts för kritik av en arbetsgrupp, under ledning av professor Harold

Lewis, som tillkallats av Nuclear Regulatory Commission i USA. Arbetsgruppen instämmer i sin rapport, den s.k. Lewis-rapporten, i stort i de slutsatser som presenteras i WASH-1400. Den kritik som arbetsgruppen framför riktar sig huvudsakligen mot att det saknas tillräckligt statistiskt underlag för vissa av de antaganden som gjorts i WASH-1400, mot att konsekvensberäkningarna är osäkra samt mot att remissynpunkter på rapporten inte beaktats.

Sannolikheten för en härdsmälta med mycket allvarliga konsekvenser har ansetts vara utomordentligt liten. Det bör också framhållas att säkerhetskraven succesivt har skärpts och att teknisk utveckling har skapat förbättrad säkerhet.

Sannolikheten för en härdsmälta, i den typ av kokareaktorer som nu byggs i Sverige, torde därför vara mindre än i tidigare generationers kärnkraftverk. Med hänsyn härtill är det i första hand viktigt att inrikta säkerhetsarbetet på att minska riskerna för och konsekvenserna av stora olyckor i äldre kärnkraftverk.

Kärnkraftinspektionen har sedan några år tillbaka i begränsad omfattning studerat olika möjligheter att höja säkerheten i de befintliga kärnkraftverken och även föreslagit att vissa konkreta åtgärder genomförs. Detta arbete finns redovisat i bl.a. kärnkraftinspektionens reaktor-säkerhetsstudie. De säkerhetshöjande åtgärderna kan indelas i tre kategorier nämligen haveriförebyggande, haveribekämpande och konsekvenslindrande. I många fall har åtgärderna en sådan karaktär att de ger resultat i mer än ett av dessa avseenden. Det torde vara möjligt att med relativt begränsade insatser inom dessa områden erhålla väsentliga förbättringar i säkerheten hos de äldre kärnkraftverken.

I propositionen Riktlinjer för energipolitiken (1978/79:115 s. 72) framhålls:

”För att göra det möjligt för kärnkraftinspektionen att öka insatserna för att höja säkerheten i de befintliga kärnkraftverken beräknar jag att kärnkraftinspektionen för budgetåret 1979/80

bör tillföras ytterligare 5 milj. kr. Dessa medel bör användas för att dels utarbeta ett åtgärdsprogram och föreskrifter så att den kunskap som erhålls vid den återkommande säkerhetsgranskningen effektivt utnyttjas för att höja säkerheten i de befintliga kärnkraftanläggningarna, dels utvidga forskningsprogrammet i syfte att öka kunskaperna om konsekvenslindrande åtgärder."

Haveriet i det amerikanska kärnkraftverket Three Mile Island, block 2, där ett antal missöden i kärnkraftverkets primär- och sekundär-system ledde till omfattande bränsleskador med åtföljande utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen, har medfört att frågor om reaktorsäkerhet och riskbedömningar har fått förnyad aktualitet. Bl.a. har Förenta staternas president utsett en kommission under ledning av Dr. John G. Kemeny med uppgift att undersöka orsakerna till olyckan vid Three Mile Island, block 2, och utfärda rekommendationer för att förhindra liknande händelser i framtiden.

Som en första åtgärd från den svenska regeringens sida har statens kärnkraftinspektion den 5 april 1979 fått i uppdrag att senast den 3 maj 1979 till regeringen redovisa vad som inträffat vid haveriet i kärnkraftblocket Three Mile Island, block 2, och vilka åtgärder detta föranleder beträffande svenska kärnkraftblock.

Med anledning av vad som nu har redovisats förordar jag att en kommitté tillkallas med uppgift att på grundval av bl.a. gjorda reaktorsäkerhetsstudier och olyckan vid kärnkraftverket Three Mile Island, block 2, dels överväga om det finns anledning att väsentligt omvärdera kärnkraftens risker, dels utreda vilka åtgärder som bör vidtagas för att stärka säkerheten vid de svenska kärnkraftverken.

Kommittén bör insamla och utvärdera det material, både svenskt och utländskt, som finns tillgängligt rörande såväl olyckan vid Three Mile Island, block 2, som anläggningen i övrigt. Speciellt bör kommittén utreda om det haveri som inträffade i anläggningen på morgonen den 28 mars 1979 har berörts eller i övrigt nämnts i de säkerhetsanalyser som gjorts rörande Three Mile Islands kärnkraftverk eller andra anläggningar av liknande konstruktion. Om så har skett bör kommittén utreda om det inträffade haveriet,

med hänsyn till antalet ackumulerade reaktorär etc., väsentligt avviker från vad som kan förväntas. Kommittén bör även utreda huruvida ett haveri liknande det som inträffat vid Three Mile Island, block 2, kan inträffa i svenska kärnkraftverk samt hur stor sannolikheten i så fall är att detta kan inträffa.

Kommittén bör vidare redovisa principerna för uppbyggnaden av säkerhetssystemen i svenska och utländska kärnkraftverk och hur säkerhetsanalysen av kärnkraftverken har utförts. Kommittén bör särskilt redovisa hur riskerna har beräknats för haverier som orsakats av flera av varandra oberoende felfunktioner i reaktorsystemen. Betydelsen av reaktoroperatörernas inflytande över driften av kärnkraftverk vid uppskattning av riskerna för haverier bör analyseras och redovisas.

Med anledning av resultat som erhålles vid utredningen av dels haveriet vid Three Mile Island, block 2, dels de riskbedömningar och säkerhetsanalyser som har genomförts och genomförs rörande kärnkraftverk bör kommittén ta ställning till om de erfarenheter som härvid erhållits föranleder ändrade bedömningar av säkerheten i samband med produktion av elektrisk energi i kärnkraftverk. Kommittén bör vidare studera de svenska kärnkraftblocken och i samverkan med kärnkraftinspektionen dra upp de närmare riktlinjerna för hur arbetet med att minska riskerna för och konsekvenserna av stora olyckor i kärnkraftverk skall bedrivas. Kommittén bör lämna förslag till dels inom vilken eller vilka av de tre åtgärdskategorierna – haveriförebyggande, haveribekämpande och konsekvenslindrande åtgärder – som de primära insatserna bör göras, dels vilka dessa insatser bör vara. En utgångspunkt bör härvid vara att kommitténs arbete bör leda fram till en åtgärdsmodell som inte är bunden till ett speciellt kärnkraftverk utan kan tillämpas generellt.

Kommittén bör även lämna förslag till inriktning och utformning av kärnkraftinspektionens forskningsprogram kring säkerhetshöjande åtgärder i befintliga kärnkraftverk. Kommittén bör särskilt studera de utländska forskningsprojekt som berör säkerhetshöjande åtgärder och ange vilka av dessa som är av intresse för svenskt vidkommande.

Kommittén bör lämna förslag till hur de medel som enligt prop. 1978/79:115 skall tillföras Kärnkraftinspektionen för säkerhetshöjande åtgärder skall disponeras.

Kommittén bör när det gäller säkerhetshöjande åtgärder i de svenska kärnkraftblocken, liksom vid övriga kärnsäkerhetsrelaterade överväganden, beakta den kompetens som finns vid statens kärnkraftinspektion och de utredningar som tidigare gjorts inom området.

Kommittén är oförhindrad att redovisa sitt arbete i delbetänkanden. Arbetet bör dock bedrivas så att resultatet av det kan slutligt redovisas senast i november 1979.

Med hänvisning till vad jag nu anfört, hemställer jag att regeringen bemyndigar mig

att tillkalla en kommitté med högst 12 ledamöter, med uppdrag att på grundval av bl.a. gjorda reaktorsäkerhetsstudier och olyckan vid kärnkraftverket Three Mile Island, block 2, dels överväga om det finns anledning att väsentligt omvärdera kärnkraftens risker, dels utreda vilka åtgärder som bör vidtagas för att stärka säkerheten vid de svenska kärnkraftverken,

att utse en av ledamöterna att vara ordförande,

att besluta om sakkunniga, experter och annat biträde åt kommittén.

Vidare hemställer jag att regeringen föreskriver

att kostnaderna skall belasta fjortonde huvudtitelns kommittéanslag.

Gällande svenska och amerikanska bestämmelser och deras tillämpning

A 2.1 Svenska föreskrifter

Atomenergilagen

De grundläggande föreskrifterna om uppförande och drift av kärnkraftverk ges i lagen (1956:306) om rätt att utvinna atomenergi m m (*atomenergilagen*). Där föreskrivs bla att ingen får utan tillstånd av regeringen eller myndighet som regeringen bestämmer, inneha eller driva atomreaktor eller anläggning för bearbetning av uran, plutonium eller annat ämne som används som bränsle (atombränsle) i anläggning för utvinning av atomenergi (atomreaktor) eller förning av sådant ämne ingår.

Vid tillstånd enligt atomenergilagen får uppställas de villkor som behövs av säkerhetsskäl eller ur allmän synpunkt. Tillståndet får återkallas om uppställt villkor inte iakttas eller om synnerliga skäl föreligger. Tillsynsmyndigheten har rätt att få de upplysningar och handlingar som behövs för att utöva tillsynen. Myndigheten får också meddela de föreskrifter som behövs för att trygga efterlevnaden av uppställt villkor.

Villkorslagen

Atomenergilagen kompletteras i vissa avseenden av lagen (1977:140) om särskilt tillstånd att tillföra kärnreaktor kärnbränsle, m m, Denna lag, den sk *villkorslagen*, innebär att ingen reaktor, som inte tillförts kärnbränsle före den 8 oktober 1976, får tas i bruk utan särskilt tillstånd av regeringen. Tillstånd får bara ges om reaktorinnehavaren visat att hanteringen av högaktivt avfall kan ske på ett helt säkert sätt. Lagen ger två alternativ. Enligt det ena skall reaktorinnehavaren redovisa dels ett upparbetningsavtal, dels hur och var helt säker slutförvaring av det högaktiva upparbetningsavfallet kan ske. I det andra alternativet skall reaktorinnehavaren visa hur och var det använda, inte upparbetade kärnbränslet kan slutförvaras på ett helt säkert sätt.

Det kan nämnas, att regeringen 1979-06-21 bifal- lit ansökningar av statens vattenfallsverk, såvitt avser Ringhals, block 3, och av Forsmarks Kraftgrupp AB, såvitt avser Forsmark, block 1, att tillföra dessa anläggningar kärnbränsle. Samtidigt har föreskrivits att anläggningarna inte får drivas efter utgången av år 1990 utan särskilt tillstånd av regeringen. Vid ansökan om tillstånd till fortsatt drift efter nämnda tidpunkt skall fogas avtal om upparbetning av använt kärnbränsle eller utredning om slutlig förvaring av använt, ej upparbetat kärnbränsle eller om annan metod för slutlig förvaring av använt kärnbränsle.

Anståndslagen

Regeringen har vidare, enligt riksdagens beslut (prop 1978/79:218; N U 62; rskr 432), utfärdat lagen (1979:335) om förbud mot att under viss tid tillföra kärnkraftreaktor kärnbränsle, den sk *anståndslagen*. Enligt denna lag får kärnkraftreaktor, som vid lagens ikraftträdande den 19 juni 1979 inte har tillförts kärnbränsle, inte heller tillföras sådant bränsle före utgången av juni månad 1980 eller den tidigare tidpunkt som regeringen föreskriver, även om det inte finns något hinder mot detta enligt annan lagstiftning. För förluster till följd av anståndslagen kan kärnkraftreaktors innehavare få ersättning av staten. I sina nyss återgivna beslut beträffande reaktor- anläggningarna Ringhals 3 och Forsmark 1 har regeringen erinrat om att bestämmelserna i anståndslagen gäller för dessa anläggningar.

Byggnadslagen

Beträffande lokalisering av kärnkraftverk ges vissa regler i *byggnadslagen* (1947:385). I dess 136 a § stadgas bla att tillkomsten och lokaliseringen av atomkraftanläggning skall prövas av regeringen. Tillstånd får meddelas endast om kommunen tillstyrkt detta (det sk kommunala vetot).

I byggnadslagen ges även andra bestämmelser berörande atomkraftanläggningar. Sålunda föreskrivs i 81 § att utan länsstyrelsens medgivande får nybyggnad ej äga rum i närheten av atomreaktor eller annan atomenergianläggning, där risk kan antas föreligga för skadlig strålning från anläggningen. Länsstyrelsen kan också förordna (82 §) att detsamma skall gälla om man beslutat att anlägga eller utvidga atomreaktor eller annan atomenergianläggning, dvs även innan anläggningen byggets.

Miljöskyddslagen

Anläggande av atomenergianläggning kan även komma att prövas enligt annan lagstiftning. Enligt *miljöskyddslagen* (1969:387) kan koncessionsnämnden för miljöskydd lämna tillstånd till sådan miljöfarlig verksamhet på vilken lagen är tillämplig. Till sådan verksamhet hänförs utsläpp av avloppsvatten, fast ämne eller gas från mark, byggnad eller anläggning i vattendrag, sjö eller annat vattenområde; användning av mark, byggnad eller anläggning på ett sätt som kan förorena vattendrag, sjö eller annat vattenområde eller som kan medföra störning för omgivningen genom luftförorening, buller, skakning, ljus ed, om störningen inte är helt tillfällig.

Dock gäller beträffande atomkraftanläggning att ansökan enligt miljöskyddslagen inte får tas upp av koncessionsnämnden innan prövning av regeringen skett enligt byggnadslagen. Har regeringen prövat frågan enligt byggnadslagen, är beslutet bindande vid prövning enligt miljöskyddslagen.

Statens kärnkraftinspektion

I *instruktionen* (1974:427) för *statens kärnkraftinspektion* föreskrivs att det åligger inspektionen som central förvaltningsmyndighet bla att

- följa utvecklingen på kärnenergiområdet, särskilt beträffande säkerhetsfrågor,
- pröva frågor om tillstånd enligt atomenergilagen,
- utöva tillsyn enligt atomenergilagen, och

- pröva behovet av forskning och utveckling rörande säkerheten hos nukleära anläggningar och säkerheten vid transport av klyvbart material samt ta initiativ till sådan forskning och utveckling som rör säkerheten hos kärnkraftverk och annan nukleär anläggning, för vilken koncession beviljats eller koncessionsansökan ingivits, i den mån sådana uppgifter ej ankommer på annan myndighet.

Ansökan om tillstånd enligt 2 § atomenergilagen skall ges in till kärnkraftinspektionen. Inspektionen skall inhämta behövliga yttranden och med eget yttrande överlämna handlingarna i ärendet till regeringen.

Statens kärnkraftinspektion leds av en styrelse med en föreståndare som verkschef. Inspektionen är uppdelad på inspektionsenhet, teknisk enhet, materialkontrollenhet, avfallsenhet, forskningsenhet och administrativ enhet. Till inspektionen är som rådgivande organ knutna en nämnd för frågor rörande säkerhetsnormer och reaktorsäkerhet i övrigt; en nämnd för frågor om kontroll av klyvbart material; samt en nämnd för frågor rörande forskning och utveckling på kärnsäkerhetsområdet.

Strålskyddslagen

Atomenergilagen kompletteras i vissa avseenden av *strålskyddslagen* (1958:110). Enligt den lagen gäller att när tillstånd beviljats enligt atomenergilagen, kan statens strålskyddsinstitut meddela de närmare föreskrifter som, utöver de för tillståndet gällande villkoren, erfordras för strålskyddet. Fråga om föreskrift, som angår annat än den normala driften eller som kan i avsevärd mån påverka utformningen av eller driften vid atomanläggning, skall underställas regeringen för prövning.

Den som innehar tillstånd enligt atomenergilagen får inte utan strålskyddsmyndighetens medgivande vidta ändring med avseende på förhållande varom myndigheten meddelat föreskrift. Tillstånd eller godkännande som meddelats enligt strålskyddslagen får återkallas om föreskrift angående strålskyddet inte iakttagits eller om det eljest är påkallat ur strålskyddssynpunkt.

Statens strålskyddsinstitut

Statens strålskyddsinstitut är enligt sin *instruktion* (1976:481) central förvaltningsmyndighet för ärenden om skydd mot joniserande strålning. Det åligger institutet särskilt att

- skaffa sig en noggrann kännedom om de risker som är förenade med strålning och med uppmärksamhet följa utvecklingen inom de biologiska strålningsverkningsområdena och strålningsfysikens områden,
- ha ett centralt samordnande ansvar för målriktad strålskyddsforskning,
- bedriva målriktat forsknings- och utvecklingsarbete inom strålskyddsområdet,
- beakta internationella normer på strålskyddsområdet,
- vara samordnande organ för olika strålskyddsintressen i landet och därvid samverka med myndigheter och sammanslutningar som sysslar med strålskyddsfrågor,
- sprida upplysning om faror och olägenheter som kan orsakas av strålning.

Strålskyddsinstitutets verksamhet leds av en styrelse med en överdirektör som verkschef. Institutet är organisatoriskt uppdelat på tre byråer, en tillsynsbyrå, en forsknings- och utvecklingsbyrå samt en administrativ byrå.

Beredskapsnämnden mot atomolyckor

Till strålskyddsinstitutet är knuten *beredskapsnämnden mot atomolyckor (B N A)*. Dess huvuduppgift är att ge råd åt länsstyrelserna och strålskyddsinstitutet beträffande skyddsåtgärder samt att bistå institutet beträffande allmän beredskapspolicy och planeringsfrågor. Vissa ledamöter av nämnden ingår i en akutgrupp som skall stå till förfogande vid en atomolycka.

Lag om skyddsåtgärder vid olyckor

Bland författningar på atomenergiområdet bör slutligen även nämnas *lagen* (1960:331) om skyddsåtgärder vid olyckor i atomanläggning m.m. Den föreskriver att länsstyrelsen skall sörja för att erforderliga åtgärder vidtas om radioaktiva ämnen

sprids ut från atomreaktor eller annan atomanläggning, belägen inom riket, i sådan mängd att särskilda åtgärder påkallas för att skydda allmänheten. I län, som regeringen bestämmer, skall länsstyrelsen upprätta en organisationsplan avseende de åtgärder som erfordras för att skydda allmänheten mot radioaktiva ämnen från atomanläggning. Länsstyrelsen skall också utse en befattningshavare – med en eller flera ersättare – som får besluta i länsstyrelsens ställe för den händelse dess beslut inte utan olägenhet kan avvaktas.

Om det vid en atomanläggning inträffat händelse, som kan antas komma att påkalla särskilda åtgärder till skydd för allmänheten, åligger det enligt lagen anläggningens innehavare eller den som innehavaren utsett att genast underrätta polismyndigheten i orten om händelsen. Vidare skall underrättas länsstyrelsen eller, om förbindelse med länsstyrelsen inte omedelbart kan erhållas, den förutnämnda särskilda befattningshavaren.

Lagen ger länsstyrelsen vissa särskilda befogenheter. I den mån det finns påkallat från strålskyddssynpunkt får sålunda länsstyrelsen, såvitt gäller område som kan antas vara eller bli berört av utspridningen av radioaktiva ämnen,

1. förelägga dem som uppehåller sig inom området att inte vistas utomhus eller att lämna området samt förbjuda tillträde till detta;
2. föreskriva att levande djur eller livsmedel skall bortföras; samt
3. förordna om inskränkning i rätten att nyttja mark- eller vattenområde eller naturprodukter samt och eljest i rätten att bruka eller förfoga över egendom.

Länsstyrelsen får också beordra att livsmedel eller annat, som blivit förorenat med radioaktiva ämnen, omhändertaras och oskadliggörs genom särskild förvaring, beredning eller på annat lämpligt sätt.

Länsstyrelsen skall vidta erforderliga åtgärder för inkvartering och utspisning av samt annat bistånd åt dem som blivit i behov därav i anledning av föreläggande enligt lagen.

Kommunal myndighet har att på begäran lämna

länsstyrelsen erforderligt bistånd för skyddsåtgärder som avses i lagen.

A 2.2 Tillämpningen av atomenergi- och strålskyddslagarna

Normverk

Av den lämnade redogörelsen framgår att det krävs tillstånd av regeringen för att få uppföra, inneha eller driva ett kärnkraftverk. Regeringen har dock själv inte utfärdat några föreskrifter om de säkerhetskrav som skall vara uppfyllda för att tillstånd skall kunna meddelas. I stället ankommer det på kärnkraftinspektionen och strålskyddsinstitutet såsom beredande myndigheter och tillsynsmyndigheter att ställa upp erforderliga säkerhetskrav. Så har även skett i stor omfattning och i olika former. De föreligger dels i publicerade dokument (nationella och internationella standarder), dels i rapporter, protokoll, brev och andra handlingar, vilka refereras i det material som utgör säkerhetsredovisning för tidigare av myndigheterna godkända kraftverk.

Det totala normkomplex, som representerar kraven för kärnkraftverk, brukar indelas i normer för konstruktion, uppförande och drift, så kallade *utförandenormer*, och i normer för påverkan, så kallade *strålskyddsnormer*. Utförandenormerna anger hur kärnkraftverkets olika delar, komponenter och system skall utformas, tillverkas, provas och köras samt vilka slag av system och anordningar som skall finnas. Strålskyddsnormerna anger de krav på begränsningar som gäller för tillåtna radioaktiva utsläpp till kärnkraftverkets omgivning.

De flesta säkerhetskraven avser sådana säkerhetsrelaterade system, som har till uppgift att förhindra missöden och att lindra konsekvenserna av missöden, samt sådana system och anläggningsdelar som själva kan ge upphov till radioaktiv strålning eller utsläpp av radioaktiva ämnen om de skadas eller fel uppstår i dem.

De säkerhetskrav som tillämpas i Sverige har utvecklats succesivt allt eftersom erfarenheter vunnits av riskmoment i tidigare inom eller utom landet uppförda och drivna kärnkraftverk.

Kraven bygger till stora delar på normer som utvecklats och tillämpas i U S A men har i vissa avseenden kompletterats med ytterligare eller skärpta krav.

Nordisk arbetsgrupp för reaktorsäkerhet

Några direkta föreskrifter har som nämnts ej meddelats om formerna för den prövning som skall föregå beslut om tillstånd att uppföra, inneha eller driva atomreaktor eller om de villkor som kan knytas till sådant tillstånd. Emellertid har en nordisk arbetsgrupp för reaktorsäkerhet (N A R S) i juni 1975 publicerat fem rapporter med rekommendationer för de nordiska ländernas nukleära säkerhetsmyndigheter för behandling av tekniska och organisatoriska förhållanden i förbindelse med ansökningar.

N A R S upprättades i maj 1969. Gruppens uppdrag och reglerna för dess verksamhet fastställdes i ett regeringsavtal om nordiskt samarbete om reaktorsäkerhet. Avtalet har undertecknats av Danmark, Finland, Norge och Sverige.

N A R S har utarbetat fem rapporter, alla daterade juni 1975. Den första rapporten ger rekommendationer om utformningen och innehållet av den säkerhetsdokumentation, som skall ges in till den nukleära säkerhetsmyndigheten och vid ansökan om tillstånd till lokalisering, uppförande och drift av ett atomkraftverk. Rapporten, som omfattar ca 70 trycksidor, är mycket detaljerad.

Den första rapporten följs upp i rapporterna 2 och 5. Dessa innehåller kompletterande rekommendationer, särskilt beträffande redogörelser i säkerhetsdokumentationen för möjliga felförlopp och om tillägg till dokumentationen om anläggningsinnehavarens beredskapsåtgärder vid större byggnadsföretag inom anläggningens område.

Rapporten 3 innehåller förslag rörande den tekniska utformningen av ett atomkraftverk. Dessa kriterier kan läggas till grund för fastställande av detaljkrav, föranledda av den teknologi som är tillgänglig vid den aktuella tidpunkten.

I rapporten 4 ger N A R S rekommendationer om de beredskapsåtgärder en anläggningsinnehavare skall vidta för att möta olycksituationer.

Prövningsförfaranden

Prövningen av ett *koncessionsärende* är ett mycket omfattande, komplicerat och tidskrävande arbete. Det kan i sammandrag anges på följande sätt.

Koncessionsansökan ges in till kärnkraftsinspektionen. I ansökningen skall ingå en beskrivning av förlägningsplatsen och av anläggningen samt av dennas påverkan på omgivningen i olika driftssituationer. Anläggningsägaren skall också till kärnkraftinspektionen och strålskyddsinstitutet ge in en preliminär säkerhetsanalysrapport, kallad P S A R (Preliminary Safety Analysis Report). I rapporten skall detaljerat beskrivas de säkerhetsbedömningar som ligger till grund för anläggningens utformning, förhållandena på förlägningsplatsen samt anläggningens preliminära utformning och funktion. Särskild vikt läggs vid noggrann beskrivning av säkerhetssystemen och av möjliga konsekvenser av hypotetiska haverier.

Efter remiss till andra berörda myndigheter och en översiktlig granskning av P S A R bedömer kärnkraftinspektionen anläggningen ur säkerhetssynpunkt och ställer upp de allmänna tekniska villkor som anses böra gälla för anläggningens utförande.

Ärendet överlämnas härefter till regeringen, som prövar koncessionsansökningen och, om denna bifalles, lägger fast de av kärnkraftinspektionen föreslagna villkoren tillsammans med andra erforderliga villkor av allmän art. Samtidigt uppdrar regeringen åt kärnkraftinspektionen att som tillsynsmyndighet meddela de ytterligare föreskrifter som behövs från säkerhetssynpunkt för anläggningens uppförande och drift.

Sedan koncession lämnats av regeringen fortsätter kärnkraftinspektionen sin granskning av P S A R.

Inspektionen bedömer nu mer detaljerat hur anläggningen kommer att uppfylla säkerhetskraven och kan därefter lämna sitt medgivande till uppförande av kärnkraftverket under de villkor som bedöms erforderliga. Samtidigt ges föreskrifter om den redovisning som under bygandet skall lämnas till inspektionen. P S A R granskas även av strålskyddsinstitutet från

strålskyddssynpunkt och institutet lämnar under hand synpunkter och kommentarer till inspektionen.

Koncessionsinnehavaren kan därefter börja bygga anläggningen. Under hela uppförandetiden följer kärnkraftinspektionen och strålskyddsinstitutet verksamheten genom den löpande information om frågor inom respektive myndighets tillsynsområde som koncessionsinnehavaren lämnar samt genom inspektioner på platsen.

För komponenter och system av stor säkerhetsmässig betydelse kan kärnkraftinspektionen i tillståndet för uppförande av anläggningen föreskriva speciell redovisning innan komponenterna får monteras. S k safeguardredovisning*, vilket är en översiktlig beskrivning av anläggningen, samt redovisning av bränslekonstruktionen, mängden nukleärt material, bokföringsrutiner härför mm, skall lämnas till kärnkraftinspektionen minst 8 månader före planerad laddning.

Under uppförandetiden utarbetar koncessionsinnehavaren en slutlig säkerhetsanalysrapport, kallad F S A R (Final Safety Analysis Report).

Denna beskriver detaljerat hur anläggningen utförs och hur den avses att drivas för att uppfylla säkerhetskrav skall uppfyllas. Rapporten lämnas till kärnkraftinspektionen och strålskyddsinstitutet för granskning i god tid före planerad laddning av reaktorn. Kärnkraftinspektionen kontrollerar gjorda beräkningar och analyser. Om rapporten godtas, godkänner inspektionen anläggningens slutliga utförande. Strålskyddsinstitutet granskar det slutliga utförandet från strålskyddssynpunkt bla för att få underlag för strålskyddsföreskrifter.

Efterhand som anläggningen färdigställs provas komponenter och system. För provning av vissa komponenter, tex tryckkärl och cisterner, anlitas AB Statens Anläggningsprovning. Atomanläggningens innehavare skall förete bevis om godkänd sådan provning.

*Redovisning enligt den internationella konventionen till förhindrande av kärnvapenspridning

Innan reaktorn tillförs bränsle görs en omfattande sk förkritisk provning dels med kalla system, dels upp till fullt tryck och temperatur för verifiering av de olika systemens funktion och samfunktion mellan systemen. Provdriftsresultaten sammanställs och inlämnas för granskning till kärnkraftinspektionen, som också följer vissa prov på plats.

Såsom förut nämnts får enligt villkorslagen bränsle inte tillföras reaktor­anläggning utan tillstånd av regeringen. Förutsatt att sådant tillstånd lämnas kan anläggningsägaren hos kärnkraftinspektionen och strålskydds­institutet ansöka om tillstånd för tillförsel av bränsle och nukleär provdrift. Som främsta underlag vid denna tillståndsprovning har myndigheterna den slutliga säkerhetsrapporten, F S A R, och redovisning av genomförd provdrift. Utlåtanden om genomförd besiktning av bla tryckkärls­säkerheten skall också föreligga. Kärnkraft­inspektionen granskar även anläggnings­innehavarens program för den etappvisa nukleära provdriften och föreslagna föreskrifter rörande denna.

I samband med beviljande av tillstånd ger kärnkraftinspektionen föreskrifter rörande de system som skall följas för hantering av bränslet och för rutiner för bokföring av nukleärt material och för säkerställande av det fysiska skyddet. Strålskydds­institutet ger strålskyddsföreskrifter, vilka ställer krav på vissa system, bla monterings­system, ventilationssystem och avfalls­system samt på dosimetri och rapportering av utsläppt aktivitet.

Reaktorn kan därefter tillföras bränsle. Därmed inleds den nukleära provdriften. Den första etappen omfattar kriticitetsprov och reaktor­fysikmätningar vid låg effekt. Därefter ökas successivt effekten och olika prov enligt provnings­programmet genomförs för reaktorsystemen och för reaktor- och turbinsystemen tillsammans. Resultaten från genomförda prov sammanställs för varje etapp och redovisas till kärnkraftinspektionen för granskning och godkännande innan nästa etapp får påbörjas.

När alla fastlagda prov är genomförda med tillfredsställande resultat och anläggningen därigenom visats kunna drivas säkert under normala driftförhållanden och vid olika störningar, kan inspektionen lämna tillstånd till rutinmässig

drift. Inspektionen fastlägger då de föreskrifter som skall gälla för sådan drift. Strålskydds­institutet fastlägger de permanenta strålskyddsföreskrifterna.

Regler för drift av kärnkraftverk ges i säkerhets­tekniska föreskrifterna (STF). STF upprättas av kraftverksinnehavaren, granskas av dennes säkerhetskommitté och fastställs slutligen av kärnkraftinspektionen. STF upprättas i viss samverkan mellan kraftföretagen. Detta har lett till en i stort enhetlig uppställning.

STF anger högsta tillåtna värden för drift av reaktorn, exempelvis för reaktorvattentemperatur och tryck. STF anger också villkor och begränsningar för drift i förhållande till funktionen hos olika system och komponenter. Vidare specificeras typ och frekvens av provning och inspektion. Slutligen redovisas administrativa föreskrifter.

Överskrids de högsta tillåtna värdena skall reaktorn ställas av. Den får därefter inte startas på nytt innan en särskild säkerhetsgranskning ägt rum. Är tillgängligheten för vissa säkerhetssystem reducerad i förhållande till normalvärdena skall reaktorns effektnivå minskas eller reaktorn helt ställas av.

Rapportering och tillsyn under drifttiden

Under den rutinmässiga driften sker regelbunden rapportering till kärnkraftinspektionen och strålskydds­institutet. Rapportering sker dygnsvis till inspektionen om anläggningens driftläge och produktion. Strålskydds­institutet erhåller månadsvis och kvartalsvis rapportering om strålnings- och aktivitetsövervakningen i och omkring anläggningen. Rapportering av anläggningens drift och underhåll sker årsvis till kärnkraftinspektionen och strålskydds­institutet.

Redovisning av det klyvbara materialet samt rapportering av vissa händelser sker enligt meddelade generella föreskrifter till kärnkraftinspektionen, som inom ramen för gällande avtal rapporterar till International Atomic Energy Agency (I A E A). Vidare sker icke-rutinmässig rapportering till inspektionen av inträffade händelser och av förhållanden som har säkerhets­mässig betydelse. Till strålskydds­institutet rapporteras om fastlagda nivåer för utsläpp över-

skrides, om onormal exponering av personal förekommit inom anläggningen eller om annan händelse av betydelse från strålskyddssynpunkt inträffat.

Kärnkraftsinspektionen och strålskyddsinstitutet följer den rutinmässiga driften genom rapporterna och genom inspektioner på plats och kan vid behov göra ändringar i och tillägg till fastlagda föreskrifter.

Till ledning för de operatörer, som har att i första hand ansvara för driften av en atomanläggning, upprättar kraftverkets innehavare ett i regel betydande antal sk driftsinstruktioner. Dessa avser olika moment av det normala driftsarbetet, såsom tex avställning av verket, åtgärder vid olika underhållsarbeten, m.m. Därjämte upprättas sk störningsinstruktioner, avsedda att ange operatörernas åtgärder vid driftsstörningar av olika slag, tex vid större eller mindre rörbrott. Såväl drifts- som störningsinstruktioner sänds till kärnkraftsinspektionen för godkännande.

A 2.3 Amerikanska föreskrifter

Grundläggande lagstiftning

Den grundläggande lagstiftningen om kärnkraft är "The Atomic Energy Act of 1954". Lagen inleds med en rad deklarationer om U S A:s policy i frågor om kärnkraftens utnyttjande för olika ändamål. Lagen är i övrigt huvudsakligen utformad som en ramlag. Beslutanderätten i frågor om tillstånd att utnyttja kärnkraft delegeras till "The Atomic Energy Commission". Vissa allmänna föreskrifter meddelas om handläggningen av tillståndsärenden, bl a om offentlighet och om offentliga förhandlingar, "hearings", i tillståndsärenden.

Genom en annan lag, "The Energy Reorganization Act of 1974" har de befogenheter som enligt atomenergilagen tillkommer "The Atomic Energy Commission" överflyttats på ett nyinrättat organ, "The Nuclear Regulatory Commission", i det följande kallat NRC. Denna kommission består av fem av presidenten med senatens samtycke utsedda medlemmar, "Commissioners". Under "The Commissioners" skall enligt lagen finnas bl a en "Office of Nuclear Reactor Regula-

tion" med en "Director" som chef. Denne utses av medlemmarna av kommissionen. Samtidigt bemyndigas kommissionen att delegera beslutanderätt i tillståndsärenden till direktören.

I en lag kallad "National Environmental Policy Act of 1969" utvecklas U S A:s allmänna policy beträffande miljöskydd. Som en praktisk föreskrift anges i lagen att innan någon federal myndighet fattar beslut i fråga som kan ha väsentlig betydelse för miljöns bevarande, skall ansvarig tjänsteman ha framlagt en detaljerad utredning, "environmental impact statement". Av denna skall bl a framgå den inverkan föreslaget beslut kan få för miljön och vilka skadliga miljöeffekter som inte kan undvikas.

Föreskrifter utfärdade av NRC

Med stöd av sina befogenheter enligt atomenergilagen har NRC meddelat ett antal författningsmässigt utformade föreskrifter, sk "Regulations". Dessa är i likhet med av andra federala myndigheter meddelade bestämmelser intagna i U S A:s "Federal Register". Ur detta har i "Code of Federal Register" samlats sådana föreskrifter som är av allmän och bestående natur. I denna Code är NRC:s föreskrifter intagna under avdelning 10, kapitel 1.

De i samlingen intagna NRC-föreskrifterna berör många olika områden. Bl a behandlas frågor om sekretess och om tystnadsplikt för NRC:s personal. I andra avsnitt ges regler rörande import och export samt transport och innehav av radioaktiva ämnen ävensom om användningen av sådana ämnen i kärnkraftverk men också för andra ändamål än kraftproduktion. Bland föreskrifterna ingår vidare en redovisning av den policy NRC tillämpar vid handläggningen av ansökningar om tillstånd till uppförande och drift av kärnkraftverk.

I en i Coden intagen bilaga till NRC:s föreskrifter ges detaljerade anvisningar hur ett kärnkraftverk i allmänhet bör vara konstruerat, med krav på dubblerade säkerhetsanordningar (redundans) och om åtgärder vid driftsstörningar av skilda slag. Anvisningarna anger ett 60-tal kriterier som skall vara uppfyllda.

Det framhålls likväl att anvisningarna inte är fullständiga men att detta ej fritar sökande från

att själv överväga säkerhetsfrågorna och vidta sådana åtgärder som behövs för att tillfredsställande säkerhet skall vinnas.

Vid sidan av föreskrifterna i Coden har NRC utgivit ett mycket stort antal och mycket omfattande sk "Regulatory Guides" (flera hyllmeter). Dessa utgör serier av detaljerade anvisningar rörande tekniska detaljer i kärnkraftverk. Härtill kommer en "Standard Review Plan" (likaledes flera hyllmeter), som i detalj anger hur NRC:s personal skall pröva ansökningar om tillstånd att uppföra och driva kärnkraftverk.

NRC:s prövningsförfarande

Av intresse i förevarande sammanhang torde främst vara de föreskrifter och anvisningar, som avser tillstånd till uppförande och drift av kärnkraftverk samt det formella förfarandet vid tillståndsprövningen.

Huvudregeln är ett stadgande vari föreskrives att ingen får påbörja uppförande av ett kärnkraftverk utan tillstånd, "construction permit". Detaljerade föreskrifter har meddelats om vad en ansökan om sådant tillstånd skall innehålla och vilka handlingar som skall biläggas ansökan.

I ansökan skall anges gränsvärden för olika komponenter. Dessa gränsvärden skall vara så bestämda att reaktorn ställs av om de skulle överskridas.

Vissa sådana gränsvärden anges i föreskrifterna, tex för högsta temperatur i reaktorhärden, beräknad oxidation av de rör vari uranbränslet är inneslutet, maximal vätefrigörelse m.m.

För olika enheter, såsom tryckkärl, rörledningar m.m. anges detaljerade hållfasthetskrav. Hänvisning görs härvid till olika allmänna standards, utarbetade bla av "The American Society of Mechanical Engineers". Av ansökan skall framgå att dessa krav är uppfyllda.

Tillståndsansökan skall vidare innehålla en plan för katastrofsituationer. Denna skall visa att anordningar och planer finns för att sådan situation skall kunna bemästras med rimlig säkerhet och att ändamålsenliga åtgärder kan och kommer att vidtas till skydd för allmänheten och skada på annans egendom.

En bilaga till ansökan skall innehålla en preliminär säkerhetsanalys, "Preliminary Safety Analysis Report" (PSAR). I denna skall beskrivas den planerade anläggningen med angivande av huvuddragen av dess konstruktion, dess funktionerande och säkerhetsanalyser beträffande konstruktionsdelar, olika system och komponenter, m.m. Tyngdpunkt skall läggas på funktionskrav för olika system och komponenter med tekniska beräkningar som visar att sådana krav kan uppfyllas. Beskrivningen skall göra det möjligt att få en uppfattning om utformningen av olika säkerhetssystem och dessas betydelse för gjorda säkerhetsanalyser. Särskild vikt skall läggas vid en detaljerad beskrivning av sådana enheter och planerade åtgärder som reaktorhärden, kylsystem, instrumentation och kontrollsystem, hjälp- och nödsystem, krafttillförselsystem samt system för handhavande av reaktorbränsle och bränsleavfall.

I en annan bilaga skall sökande ange gränser för följande zoner runt den planerade anläggningen.

1. En närzon som är så bestämd att en person, som uppehåller sig vid dess yttre gräns, icke skall under två timmar efter ett radioaktivt utsläpp från kärnkraftverket motta mer än 25 rem radioaktivitet eller mer än 300 rem av jodutsläpp.
2. En zon med låg befolkningstäthet av sådan storlek att en person, som befinner sig vid dess yttre gräns och där utsätts för strålning från ett radioaktivt moln från ett utsläpp från kärnkraftverket, icke utsätts för starkare strålning än som angetts under 1.
3. En zon utan större befolkningscentra med en radie av minst 1 1/3 gånger summan av radierna av zonerna 1 och 2.

Till ansökan skall vidare vara fogad en miljöskyddsrapport "Environmental Impact Report". Av denna skall framgå vilken inverkan på miljön den planerade anläggningen kan få, ur miljöskyddssynpunkt skadliga konsekvenser som inte kan undvikas om anläggningen kommer till stånd, ev alternativa lösningar samt en costbenefitanalys, vari miljöskadliga effekter väges mot ekonomiska, tekniska och andra värden av anläggningen.

Sedan ansökan om "construction permit" inkommit till NRC:s kansli och blivit underkastad en detaljerad teknisk granskning, inleds ett omfattande, komplicerat och tidskrävande formellt förfarande.

Ansökan remitteras till "The Advisory Committee on Reactor Safeguards" för granskning och yttrande. Sedan yttrandet avgetts upprättar NRC:s kansli ett utkast till sådan miljöskyddsdeklaration som är föreskriven i miljöskyddslagen. Utkastet delges ett flertal myndigheter och tillställs på begäran en var som begär det. I lokala tidningar och genom andra lämpliga media kungörs att utkastet är upprättat och att det och ansökningshandlingarna finns tillgängligt för kommentarer under viss tid. Såvitt möjligt skall handlingarna vara tillgängliga på plats i närheten av den planerade anläggningen.

Efter utgången av den tid handlingarna varit utlagda för kommentarer utarbetar NRC:s kansli en slutlig miljöskyddsdeklaration. I denna skall nu även redovisas och kommenteras de invändningar som framförts mot anläggningens uppförande eller utförande.

Härefter skall anordnas en offentlig förhandling (hearing). NRC:s slutliga miljöskyddsdeklaration läggs till grund för förhandlingarna. En var har rätt att kritisera deklARATIONEN och det förslag till beslut i tillståndsärendet som NRC:s kansli utarbetat och tagit in i deklARATIONEN. Vid behov kan anordnas förberedande förhandlingar för framsorterande av viktigare, kontroversiella frågor. Huvudförhandlingarna kan uppdelas för behandling av skilda frågor var för sig. Detaljerade föreskrifter har meddelats om förfarandet vid sådan förhandling.

Det ankommer härefter på den som utsetts till ordförande vid förhandlingarna att avgöra om miljöskyddslagens allmänna policyföreskrifter samt alla formella regler följts. Efter vägande av ekonomiska, tekniska och andra fördelar med anläggningen mot miljöskydds- och andra skäl skall han besluta huruvida tillstånd får meddelas till anläggningens uppförande och om de villkor varmed ett tillstånd skall förknippas.

Förhandlingsledarens beslut kan överklagas till "The Atomic Safety and Licensing Appeal Board" till vilket organ NRC (commissioners)

delegerat befogenhet att slutligt pröva anförda besvär.

Sedan det formella förfarandet med tillståndsansökan slutförts, meddelar NRC "construction permit" med erforderliga villkor och föreskrifter.

Sökanden kan nu börja uppföra och färdigställa den planerade anläggningen. Men för att få ta denna i drift fordras att hans "construction permit" omvandlas till en licens. Även härför krävs en ansökan. Den skall vara än fullständigare och mer preciserad än den första ansökan. Nu skall bifogas en slutlig säkerhetsanalys, "Final Safety Analysis Report" (FSAR). Den nya ansökningen behandlas på i stort sett samma formella sätt som den första även om hänvisning kan göras till tidigare ingivna bilagor.

NRC:s beslut i licensärende är inte definitivt. Om NRC finner att komplettering, slopande eller modifiering av system eller komponenter i anläggningen är påkallade, kan krav ställas på förbättringar. Sådana krav kan bero på konstaterade svagheter. Men de kan även bero på nya rön i samband med tillståndsprövning av nya anläggningar. Därvid uppställda krav kan göras tillämpliga även på befintliga anläggningar, sk "backfitting".

Beträffande NRC:s övriga Regulations kan nämnas följande.

Enligt en särskild föreskrift har rätten att meddela tillstånd att bygga och driva kärnkraftverk delegerats till "The Director of Nuclear Regulation".

Information till personalen

Innehavare av kärnkraftverk skall hålla all personal, som arbetar inom sådan del av ett kärnkraftverk som skall vara avspärrat för tillträde av obehöriga, underrättad om förvaring, transport och bruk av radioaktiva ämnen inom området, om skyddsåtgärder vid radioaktiv strålning och skyddsåtgärder för att minska risken av sådan strålning, om syftet med och funktion av skyddsmedel samt om skyldighet att anmäla varje förhållande som kan leda till överträdelser av NRC:s föreskrifter eller till opåkallade strålningsbelastningar.

Inspektion

Anläggningens innehavare skall ge N R C tillträde till anläggningen för inspektion. Vid sådan inspektion skall inspektör äga samtala privat med anställda och, om de anställda utsett ett ombud, skall denne ha rätt att följa N R C:s representant vid dennes inspektion. Anställd eller anställdas ombud har rätt att privat påkalla inspektörens uppmärksamhet beträffande visst förhållande.

Operatörslicens

Bland N R C:s föreskrifter ingår regler om examination av och kompetensbevis för operatörer vid kärnkraftverk.

För att kunna erhålla kompetensbevis som operatör krävs att sökanden har sådan hälsa och allmän fysisk kondition att risk ej föreligger för misstag som kan äventyra säkerheten. Bland sjukdomar eller andra brister som utsluter erhållande av kompetensbevis anges bla epilepsi, mental sjukdom, sockersjuka, hjärtsjukdom, svimningsbenägenhet samt dålig hörsel eller syn, ävensom andra brister som kan påverka vederbörandes omdöme eller förmåga att utföra fysiska åtgärder. Vidare krävs att sökanden avlagt en skriftlig examen och genomgått ett praktiskt prov. Sökande som misslyckats i sin examination får göra nytt försök tidigast efter två må-

nader. Misslyckas han även då får nya försök göras först med sex månaders mellanrum. Vid omprövning skall företes intyg av innehavaren av kärnkraftverk om den ytterligare utbildning och träning sökanden genomgått sedan föregående examination.

Syftet med den skriftliga examen och det praktiska provet anges vara att kontrollera att sökande har kännedom om konstruktionen av den anläggning för vilken han skall erhålla kompetensbevis och att han är väl insatt i handhavandet av förekommande kontrollorgan och om de procedurer som skall följas i olika situationer. Den skriftliga examinationen bygger delvis på de uppgifter som lämnats i F S A R för anläggningen i fråga.

Kompetensbevis utfärdas dels för ordinarie operatörer och dels för sk "senior officers", dvs befattningshavare som skall ha ansvar för operatörsfunktionerna i anläggningens kontrollrum.

Ett kompetensbevis har giltighet endast i två år och måste därefter förnyas. Nytt bevis kan utfärdas mot företeende av intyg dels om vederbörandes hälsotillstånd, dels om att han under giltighetstiden för det utlöpta kompetensbeviset tjänstgjort som operatör resp senior officer vid anläggningen och dels om att han genomgått eller genomgår av anläggningens innehavare arrangerat rekvalificeringsprogram.

Förteckning över kontakter med myndigheter, företag, organisationer och enskilda experter

(* utmärker att föredragningspromemoria finns redovisad i bilaga Ds I 1979:22)

Asea-Atom
angående

Synpunkter på amerikanska åtgärder med anledning av TMI och behovet av åtgärder i Sverige m.m.

F. byråchef Leif Björk och avd.dir. Jan Hagberg, SCB

angående

Olika sannolikhetsbegrepp*

Professor Janne Carlsson

angående

Risker för brott på reaktortryckkärl*

Electric Power Research Institute (EPRI),

Washington, DC

angående

TMI-analys, säkerhetshöjande åtgärder, erfarenhetsåterföring, kvalitetssäkring

Dr J. Fabricant, USA

angående

Uppdatering av amerikansk syn på människans strålningskänslighet

Folkkampanjen Nej till kärnkraft (Lennart

Daléus)

angående

Folkkampanjens synpunkter på vetenskapligt underlag för utredningen m.m.,

Utredningens tidsplan

Docent Sevald Forberg

angående

Kärnkemiska problem

Docent Bengt Hansson, Lund

angående

Riskanalysmetodik

Dr van der Hoven, NOAA, Washington DC

angående

Meteorologiska prognoser

Institut för Atomenergi, Halden, Norge

angående

Utförning av kontrollrum

Kemeny-kommissionen

angående

Pågående undersökningar inom Kemeny-kommissionen m.m.,

Uppföljning av slutrapport

Docent Björn Kjellström, AB Fjärrvärme

angående

Synpunkter på säkerheten i svenska kärnkraftverk med anledning av TMI*,

EK-A samlade syn på reaktorsäkerhet

Kraftföretagen och SKI

angående

NRC:s krav med anledning av TMI,

Synen på säkerhetsarbetet i stort

Kraftföretagen och SKI

angående

Forskningsprogram för säkerhetshöjande åtgärder

Kraftföretagen och SKI

angående

Återkommande säkerhetsgranskning och säkerhetshöjande åtgärder

Professor Krister Källström

angående

Värme- och hårdtekniska frågor

AB Kärnkraftutbildning

angående

Utbildning av kontrollrumspersonal

Dr C. Meinhold, Brøokhaven, USA

angående

Atmosfäriska utsläpp vid TMI

Metropolitan-Edison Co., Pennsylvania
angående
Besök vid TMI och diskussion av händelseförloppet

Miljöförbundet (Peter Larsson)
angående
Miljöförbundets synpunkter på vetenskapligt underlag för utredningsarbetet

Natural Resources Defense Council (NRDC), USA
angående
NRDC syn på TMI

US Nuclear Regulatory Commission (NRC)
angående
TMI-förloppet, utbildning, säkerhetsanalyser, kontrollrumsdesign, säkerhetshöjande åtgärder m.m.

Pennsylvania Emergency Management Agency
angående
TMI-lärdomar i fråga om haveriberedskap

SKI (Paul Ek)
angående
Tillträdesskydd m.m. i kärnkraftverk

SKI (Frigyes Reisch)
angående
Reaktortekniska frågor för tryckvattenreaktorer

Statens vattenfallsverk/Ringhalsverket
angående
Studiebesök

Dr Alan Swain, USA
angående
Beteendevetenskapliga synpunkter på reaktorsäkerhet

Sydkraft AB/Barsebäcksverket
angående
Studiebesök

Union of Concerned Scientists (D. Ford), USA
angående
UCS' planer för utvärdering av TMI

Dr Jan Wirstad, Ergonområd AB
angående
Operatörsutbildning

Westinghouse Inc.
angående
Synpunkter på amerikanska åtgärder med anledning av TMI och behovet av åtgärder i Sverige m.m.

Professor Gustaf Östberg
angående
Risker för brott på reaktortryckkär!*

Förteckning över rapporter m.m. ingående i bilaga (Ds I 1979:22)

Kurt M Becker,
Bedömning av vattennivån i TMI-2-reaktorn vid
haveriet den 28 mars 1979

Leif Björk och Jan Hagberg,
PM om olika sannolikhetsbegrepp

Bo Braun,
Termohydraulisk analys av händelseförloppet
vid haveriet i Three Mile Island 2, Harrisburg,
Pennsylvania, USA, för de första 16 timmarna

Janne Carlsson,
Brottmekanic, tillämpad på reaktorläggningar
– utvecklingstendenser de senaste åren

H Christensen, T E Eriksen, K Pettersson och
E Rosén,
TMI-2 – Uppskattning av radiolys och övriga
bidrag till gasbubblan

Kay Edvarson,
Beräkning av individ- och kollektivdoser från
atmosfäriska utsläpp vid TMI

Kjell Johansson,
Diskussion av utsläpps begränsande åtgärder.
Förslag till forskningsprogram för förbättring av
inneslutningsfunktionen i kärnkraftverk

Sven Johansson,
Riskanalys

Björn Kjellström,
Synpunkter på säkerheten i Svenska kärnkraft-
verk med anledning av haveriet vid Three Mile
Island-2 den 28 mars 1979

Göran Lilja,
Rapporteringsverksamheter av flygsäkerhets-
betydelse

Lars Nordström,
Termohydraulisk analys

Kjell Pettersson,
Smältfenomen i samband med överhettning av
bränslestavar

Bo Rydnert,
Riskanalytisk metodik vid reaktorsäkerhets-
studier med avseende på mänsklig funktions-
förmåga och bedömningsproblem

Bo Rydnert,
Operatörsåtgärder under olycksförloppet TMI-2

Gunnar Svedberg,
Utsläpps begränsande anläggningar vid kontrol-
lerat utsläpp av gas och ånga från reaktorinne-
slutningar

Veritas,
Safety Study of Quality Assurance Programme
for a Swedish PWR Plant

Veritas,
Review of the Three Mile Island Nuclear Power
Station Accident

Torbjörn Westermark,
Utsläpps begränsande åtgärder

Gustaf Östberg,
Brott i reaktortankar, svar på frågor vid mötet på
SSI 1979-10-10

Litteraturförteckning

(Asterisk (*) utmärker att handlingen finns re-
dovisad i bilagan Dsl 1979:22)

Apostolakis George och Mosleh Ali 1979, Expert Opinion and Statistical Evidence: An Application to Reactor Core Melt Frequency, Nuclear Science and Engineering 70, Nr 2 (1979)

Asea-Atom 1978, Säkerhetsstudie Forsmark 3, Dsl 1978:3

Asea-Atom 1979, Diskussion kring vissa reaktor-säkerhetsfrågor, svar på frågor från reaktorsäkerhetsutredningen, Asea-Atom (1979-10-04)

Babcock & Wilcox 1979, Statement of the Babcock & Wilcox Company before the House Committee on Science and Technology, Babcock & Wilcox (May 23, 1979)

Becker Kurt M 1979*, Bedömning av vattennivån i TMI-2 reaktorn vid haveriet den 28 mars 1979, Rapport KTH-NEL- 26 (1979)

Bergqvist m.fl. 1978, Hur säkert kan man veta något om olycksriskerna i komplicerade tekniska system?, Dsl 1978:15

Beyea Jan 1978, En undersökning av vissa av följdverkningarna på hypotetiska reaktorolyckor vid Barsebäck, Dsl 1978:32

Birkhofer A 1979, Die Deutsche Risikostudie (Kurzfassung), Gesellschaft für Reaktorsicherheit (1979), Svensk översättning AB Kärnkraft, AKK CEW/San (1979-10-26)

Björk Leif och Hagberg Jan 1979*, PM om olika sannolikhetsbegrepp, Stencil (1979-10-24)

Braun Bo 1979*, Termohydraulisk analys av händelseförloppet vid haveriet i Three Mile Island 2, Harrisburg, Pennsylvania, USA, för de första 16 timmarna (1979)

Carlsson Folke och Johansson Kjell 1979, Information om härdsmältning, Sammanfattande slutrapport, Studsvik Rapport K2-79/111 och E2-79/25 (1979)

Carlsson Janne 1979*, Brottmekanik tillämpad på reaktor-anläggningar – utvecklingstendenser de senaste åren, Hållfasthetslära, KTH, Stockholm (1979)

Christensen H, Eriksen T E, Pettersson K och Rosén E 1979*, TMI-2. Uppskattning av radiolys och övriga bidrag till gasbubblan, Studsvik Arbetsrapport E2-79/110 prel. (1979)

Denton Harold 1979, Resumption of licensing reviews for nuclear power plants, Memorandum till NRC:s Commissioners, Washington DC (1979)

Edlund O och Gyllander C, Hs -77 Haveristudie Barsebäck, Studsvik Rapport SM 78/5 (1978)

Edvarson Kay 1979*, Beräkning av individ- och kollektivdoser från atmosfäriska utsläpp vid TMI (1979)

EK-A 1978, Miljöeffekter och risker vid utnyttjande av energi, Dsl 1978:27, Del 1 och 2 samt Underlagsrapport: Riskvärdering, Dsl 1978:15

Firing Jørgen och Øfjord Kåre 1979, Redegjørelse vedrørende uhellet ved kjernekraftverket Three Mile Island II som startet 28 mars 1979 kl. 04.00 (Lokal tid), Institutt for Atomenergi Rapport HF-71, Kjeller, Norge (1979)

Folbert Bertil och Wirstad Jan 1979, Rekrytering, Utbildning och Uppföljningsmetoder, En sammanställning över aktuella förhållanden för driftpersonal vid landets kärnkraftverk, Ergonområd AB Rapport nr 5 (jan 1979)

Forschungsprogramm 1978, Programm Forschung zur Sicherheit von Leichtwasserreaktoren 1977-1980, Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Bonn (1978)

Harrisburg-Bericht 1979, Bewertung des Störfalles im Kernkraftwerk Harrisburg, Der Bundesminister des Innern, Bonn (Mai 1979)

Johansson Kjell 1979*, Diskussion av utsläpps-begränsande åtgärder, Förslag till forskningsprogram för förbättring av inneslutningsfunktionen i kärnkraftverk, Studsvik Arbetsrapport K2-79/192 (1979)

- Johansson Sven 1979***, Riskanalys, PM, Lund (1979)
- Kemeny John m.fl. 1979**, The Accident at Three Mile Island, Report of the President's Commission, Washington DC (1979)
- Kemeny John m.fl. 1979 a**, Kemeny-kommissionens rapporter, samt utskrifter av kommissionens förhör med företrädare för NRC, innehavare av kärnkraftverket TMI, operatörer och andra befattningshavare, Stenciler, Washington DC (1979)
- Kjellström Björn 1978**, Some generic problems related to Westinghouse PWR ECCS Evaluation, Rapport FV-78-0010/07 rev 1, AB Fjärrvärme, Trosa (1978)
- Kjellström Björn, Eriksson S O och Jonsson T 1978**, Comments and suggestions regarding acceptance criteria for emergency core cooling systems for light water cooled nuclear power plants, Rapport FV-78-0010/105, AB Fjärrvärme, Trosa (1978)
- Kjellström Björn 1979***, Synpunkter på säkerheten i svenska kärnkraftverk med anledning av haveriet vid Three Mile Island-2 den 28 mars 1979, Rapport FV-79-0047/01, AB Fjärrvärme, Trosa (1979)
- Leventhal L och Asselstine J 1979**, Statement to the investigation of the TMI nuclear accident, Senate Committee on Environmental and Public Works (Oct 1979)
- Lewis H W m.fl. 1978**, Risk Assessment Review Group Report to the U S Nuclear Regulatory Commission, Rapport NUREG ICR-0400 (1978)
- Lilja Göran 1979***, Rapporteringsverksamheter av Flygsäkerhetsbetydelse, FFA Rapport AU-1590 (1979)
- Malmqvist Lars 1979**, Radiologisk analys av TMI, Statens Strålskyddsinstitut (SSI) (1979)
- MHB Associates 1978**, Undersökning av svensk reaktorsäkerhet: Riskbedömning för Barsebäck, DsI 1978:33
- Michelson C 1978**, Decay heat removal during a very small break LOCA for a B&W 205-fuel-assembly PWR, NRC, Washington DC (Jan 1978)
- Nordström Lars 1979***, Termohydraulisk analys, PM, Stockholm (1979)
- NOU 1978:35 A-B**, Kjernekraft og sikkerhet, Norges Offentliga Utredninger, Oslo (1978)
- NRC, HWE och EPA 1979**, Population Dose and Health Impact of the Accident at the Three Mile Island Nuclear Station (A preliminary assessment for the period March 28 through April 7, 1979), NRC, Washington DC m.fl. (1979)
- NSAC 1979**, Analysis of Three Mile Island-Unit 2 Accident, NSAC Rapport NSAC-1, Washington DC (1979)
- NUREG-0438**, Plan for Research to Improve the Safety of Light-water Nuclear Power Plants, NRC Rapport NUREG-0438 (1978)
- NUREG-0510**, Identification of Unresolved Safety Issues Relating to Nuclear Power Plants, NRC Rapport NUREG-0510 (1979)
- NUREG-0560**, Staff report on the generic assessment on feedwater transient in pressurized water reactors designed by the Babcock & Wilcox Company, NRC Rapport NUREG-0560 (1979)
- NUREG-0578**, TMI-2 Lessons Learned Task Force Status Report and Short-Term Recommendations, NRC Rapport NUREG-0578 (1979)
- NUREG-0585**, TMI-2 Lessons Learned Task Force Final Report, NRC Rapport NUREG-0585 (1979)
- NUREG-0600**, Investigation into the March 28, 1979 Three Mile Island Accident by Office of Inspection and Enforcement, NRC Rapport NUREG-0600 (1979)
- NUREG-0610**, Draft emergency action level guidelines for nuclear power plants, NRC Rapport NUREG-0610 (1979)
- OKG 1979**, Svar på av Reaktorsäkerhetsutredningen ställda frågor med brev 1979-08-29, Oskarshamnsværkets Kraftgrupp Aktiebolag, Bf/MS S-A349.3 (1979)
- Pershagen Bengt 1979**, Principer för Reaktorsäkerhet, Studsvik Projektadministration AB (1979)

Pettersson Kjell 1979*, Smältfenomen i samband med överhettning av bränslestavar, Studsvik Rapport KU-79/66 (1979)

Risö 1977, Calculation of the Individual and Population Doses on Danish Territory resulting from Hypothetical Core-melt Accidents at the Barsebäck Reactor, Risö Report No 356, Risö, Danmark (1977)

Roisman A 1979, Testimony before the President's Commission, Natural Resources Defense Council, Washington DC (1979)

Rydner Bo 1979*, Riskanalytisk metodik vid reaktorsäkerhetsstudier med avseende på mänsklig funktionsförmåga och bedömningsproblem, LUTAB PM TFO:170 (1979)

Rydner Bo 1979 a*, Operatörsåtgärder under olycksförloppet TMI-2, LUTAB PM TFO: 170-M3 (1979)

Sandia 1978, A Value-Impact Assessment of Alternative Containment Concepts, Rapport NUREG/CR-0165, SAND 77-1344, 6A (1978)

SCB 1978, SCB:s yttrande över Energikommisionens betänkande "Energi-, Hälso-, miljö- och säkerhetsrisker" (SOU 1978:49), Statistiska Centralbyrån, Stockholm (1978)

SKI 1977, Reaktorsäkerhetsstudie, Del 1 och 2, SKI (1977)

SKI 1977-79, Report on safety related occurrences and reactor trips (författare: Lars Andermo, Bo Sundman), SKI Rapporter July 1, 1977 - December 31, 1977 och January 1, 1978 - June 30, 1978 och July 1, 1978 - December 31, 1978

SKI 1979, Synpunkter på NRC Short-Term Recommendations enligt NUREG-0578 och NRC MEMO av 1979-08-20 m.m., SKI (1979)

SKI 1979 a, Uppdrag att redovisa händelseförloppet vid kärnreaktorolyckan vid Harrisburg, USA och vilka åtgärder som denna olycka föranleder beträffande svenska kärnreaktorer, SKI Rapport 1979-05-03

SOU 1977:67, Energi - Hälsa - Miljö, Betänkande av energi- och miljökommittén, Stockholm (1977)

SOU 1978:17, Energi, Betänkande av Energi-kommissionen, Stockholm (1978)

SOU 1978:49, Energi-, Hälso-, miljö- och säkerhetsrisker, Slutbetänkande av Energikommisionen, Stockholm (1978)

Vattenfall 1979, Läckage i flödesmätfläns FE 490 1979-02-02, Vattenfall/Ringhalsverket Rapport VK5-LS/bml-3484 (1979-07-12)

Vattenfall 1979 a, Ringhals 2 - Läckage vid mätfläns FIA 490, krets 1, Vattenfall/Ringhalsverket Rapport V-Gfn/af-34821 (1979-07-18)

Vattenfall 1979 b, Svar på RSU:s frågor (1979-08-29) beträffande NRC:s Lessons Learned . . . NUREG-0578 m.m., Vattenfall brev V-Gfn/1E-3489 (1979)

Svedberg Gunnar 1979*, Utsläpps begränsande anläggningar vid kontrollerat utsläpp av gas och ånga från reaktorinneslutningar, Kemisk Apparatteknik, KTH, Stockholm (1979)

Sydkraft 1979, Svar på frågor rörande NRC Short Term Recommendations och säkerhets-höjande åtgärder, Sydkraft, Malmö (1979)

Thedeen Torbjörn 1978, The Problem of Quantification, PM, Stockholm (1978)

TVA 1979, TVA Nuclear Program Review, Task Force on Nuclear Safety, Tennessee Valley Authority (TVA), Tennessee (1979)

WASH-1400 (Rasmussen-rapporten), Reactor Safety Study; An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants. Main Report, Rapport WASH-1400 (NUREG 75/014) (1975)

Veritas 1979*, Safety Study of Quality Assurance Programme for a Swedish PWR Plant, Veritas Rapport No 79-0657 (1979)

Veritas 1979 a*, Review of the Three Mile Island Nuclear Power Station Accident, Veritas Rapport No 79-0658 (1979)

Westermark Torbjörn 1979*, Utsläpps begränsande åtgärder, PM, Stockholm (1979)

Westinghouse 1974, Technical Report on Beznau unit one incident of August 20, 1974, Westinghouse (Sept, 1974)

Westinghouse 1979, Diskussion kring vissa reaktorsäkerhetsfrågor (på engelska), svar på frågor från reaktorsäkerhetsutredningen, Westinghouse Telexmeddelande (1979-10-09)

Westinghouse 1979 a, Westinghouse response to ACRS generic recommendations associated with the Three Mile Island Event, Westinghouse (1979)

Wirstad Jan och Andersson Håkan 1979, Kompetensuppföljning avseende driftpersonal vid kärnkraftverk, Systemlösning, Ergonområd AB Rapport nr 9 (juni 1979)

Östberg Gustaf 1979*, Brott i reaktortankar, svar på frågor vid mötet på SSI 1979-10-10, Konstruktionsmaterial, LTH, Lund (1979)

Kemeny-kommissionens sammanfattande överväganden

Den 11 april 1979 tillsatte USA:s president en kommission med uppdrag att undersöka den olycka som den 28 mars 1979 drabbat kärnkraftverket Three Mile Island, Block 2 och att framlägga de förslag vartill undersökningen kunde föranleda. Kommissionen, som efter sin ordförande, doktor John G. Kemeny, brukar kallas Kemenykommissionen, avlämnade sin rapport till presidenten den 30 oktober 1979.

Rapporten inleds med ett företal, av vilket framgår att i rapporten redovisas sådana konstateranden och rekommendationer varom förelegat en klar majoritet inom kommissionen. Varje redovisad rekommendation har beslutats av en majoritet av kommissionens ledamöter. Några ledamöter av kommissionen har lämnat särskilda yttranden.

Rapporten inleds med kommitténs sammanfattande överväganden, som i svensk översättning har följande lydelse.

Sammanfattande överväganden (Overview)

Allmänna slutsatser

I meddelandet om kommissionens tillsättande sade USA:s president, att kommissionen skulle ge rekommendationer som gör det möjligt att förhindra framtida kärnkraftsolyckor. Efter sex månaders undersökning av alla förhållanden rörande olyckan och dess orsaker har kommissionen funnit att

”För att förhindra så svåra kärnkraftsolyckor som den vid Three Mile Island, är nödvändigt med genomgripande förändringar av ”The Nuclear Regulatory Commission” (NRC, USA:s kärnkraftinspektion), dess organisation, dess procedurer och arbets sätt och – i synnerhet – NRC:s allmänna inställning samt, i den omfattning undersökta företag och institutioner är typiska, inställningen inom kärnkraftsindustrin”.

I denna slutsats talas om *nödvändiga* genomgripande ändringar. Vi påstår inte att de rekommendationer vi lägger fram är tillräckliga för att garantera kärnkraftens säkerhet.

På grund av innebörden av presidentens direktiv, tidsbegränsningen samt komplexiteten hos såväl energiproblemen som de jämförande riskanalysproblemen har kommissionen inte prövat frågan om vad som menas med ”tillräckligt säker”, eller den vidare frågan om kärnkraft i förhållande till andra former av energi. Vad kommissionen funnit beträffande olyckan och tillsynen av kärnkraftsindustrin – i synnerhet nuvarande och potentiellt läge vad gäller allmänhetens säkerhet vid användning av kärnkraft – har, enligt vår mening, betydelse för energifrågor i allmänhet. Men det slutliga ställningstagandet till frågan innefattar sådana bedömningar av ekonomisk, miljömässig- och utrikespolitisk natur, som endast kan värderas och vägas genom den politiska processen.

Vad vi funnit behöver inte i sig leda till den slutsatsen att kärnkraft till sin natur är alltför farlig för att tillåtas fortsätta och öka som ett medel för kraftproduktion. Inte heller antyder vad vi funnit att nationen skall satsa kraftfullt på utbyggnad av kommersiell kärnkraft. Innebörden av vad vi funnit är helt enkelt att om landet önskar att, av mer övergripande skäl, ta de risker som är förknippade med kärnkraft, så krävs genomgripande förändringar om dessa risker skall kunna hållas inom godtagbara gränser.

Vi är synnerligen medvetna om att många andra utredningar rörande olyckan pågår. Flera utredningar utförs av kongressen, NRC utför egna utredningar och vidare utförs flera utredningar av industrin. Några av dessa undersöker enskilda frågor, mycket mer ingående än det varit möjligt för oss att göra. Utan tvivel kommer dessa undersökningar att bringa ytterligare klarhet. Det är vår förhoppning att resultaten av våra ansträngningar kan hjälpa och påskynda de pågående undersökningarna och bidra till att snabbt få igenom erforderliga ändringar.

Attityder och arbetssätt

Vår undersökning började med en granskning av olyckan vid Three Mile Island (TMI). Detta ledde oss nödvändigtvis till att studera den roll som spelas av kraftföretaget och huvudleverantörerna av anläggningen. Vid vår detaljundersökning av "The Nuclear Regulatory Commission" (NRC), fick vi en bredare insikt om de attityder och det arbetssätt som är förhärskande inom delar av industrin. Vi undersökte dock inte industrin i dess helhet.

Diskussioner rörande kärnkraftverk tenderar att bli koncentrerade till frågor om den tekniska utrustningens säkerhet. Utrustningen kan och bör förbättras för att ge ökad säkerhet vid kärnkraftverk och några av våra rekommendationer avser sådana förbättringar. Men allteftersom bevis samlats, blev det klart att de grundläggande problemen hänger samman med människorna och inte den tekniska utrustningen.

När vi säger att de grundläggande problemen hänger samman med människor, avser vi inte endast den enskilda människans begränsningar, fastän sådana finns. Vi menar mera allmänt att våra undersökningar har visat på problem i de "system" som tillverkar, driver och har tillsynen över kärnkraftverk. Det finns problem i de olika organisationernas sturktur, det finns svagheter i olika processer och det finns en brist på kommunikation mellan nyckelpersoner och nyckelgrupper.

Vi är övertygade om att om de enda svårigheterna gällde den tekniska utrustningen så skulle denna kommission aldrig ha blivit tillsatt. Utrustningen var tillräckligt bra för att den svåra olyckan vid Three Mile Island bara skulle ha varit ett mindre tillbud – om mänskliga fel inte hade begåtts. Men, varhelst vi letade, fann vi problem med de människor som sköter anläggningen, med viktiga delar av företagsledningen och med den myndighet som har getts ansvaret för tillsyn av säkerheten vid kärnkraftverk.

I de vittnesmål vi fått var det ett uttryck som återkom om och om igen. Det var uttrycket "Låst inställning" (mindset). Vid ett av våra offentliga förhör använde Roger Mattson, chef för NRC:s avdelning för systemsäkerhet, uttrycket fem gånger inom loppet av 10 minuter. T.ex. "Jag tror man var för inställd på att opera-

törerna enbart bidrog positivt och att det skulle vara ett uttryck för försiktighet att bortse från dem". Man koncentrerade sig m.a.o. på den tekniska utrustningen och förutsatte att operatörerna endast kunde förbättra situationen – de var ingen del av helheten.

Efter många års drift av kärnkraftverk utan något bevis för att någon människa bland allmänheten blivit skadad, växte tron på att kärnkraftverk är tillräckligt säkra till en övertygelse. Man måste beakta detta för att förstå varför många viktiga åtgärder, som kunde ha förhindrat olyckan vid Three Mile Island, inte vidtogs. Kommissionen är övertygad om att denna inställning måste ändras till att kärnkraften till sin natur är potentiellt farlig och att man därför ständigt måste fråga sig om redan vidtagna säkerhetsåtgärder är tillräckliga för att förhindra stora olyckor. Ett övergripande system behövs i vilket maskinen och människan ges samma betydelse.

Vi har noterat en koncentration till föreskrifter. Naturligtvis är det NRC:s skyldighet att utfärda föreskrifter för att garantera säkerheten vid kärnkraftverk. Men enligt vår mening kan säkerheten inte garanteras bara genom föreskrifter. Snarare kan föreskrifterna, när de blir så omfattande och svåröverskådliga som de nu gällande, verka som en negativ faktor för kärnkraftsäkerheten.

Bestämmelserna är så svåröverskådliga att det fordras enorma insatser av kraftföretaget, dess leverantörer och av NRC för att tillse att föreskrifterna efterlevs. Full efterföljd av meddelade bestämmelser har ansetts innebära säkerhet. Kommissionen anser att det krävs en djupgående omtanke om säkerheten för att skapa säkerhet, inte bara efterlevnad av vissa begränsade och svåröverskådliga bestämmelser.

Vi har också funnit ett grundläggande fel med gällande komplex av bestämmelser. Fastän vetenskapsmän och tekniker i årtionden oroat sig för säkerheten i den tekniska utrustningen, har vi funnit att inställningen till kärnkraftssäkerhet har haft en allvarlig brist. Det var naturligt för myndigheterna och industrin att fråga: "Vad är det svåraste tekniska fel som kan inträffa?". Några tänkbara allvarliga händelser, som brott på en stor rörledning för kylvatten till reakt-

torn, studerades ingående och skickligt och användes som grund för konstruktionen av anläggningarna. Det blev en fixering till olyckor föranledda av sådana stora rörbrott liksom till uppfattningen att om de kunde bemästras, behövde man inte bekymra sig om att analysera "mindre betydelsefulla" olyckor.

Stora rörbrott fordrar synnerligen snabba åtgärder, som därför måste utföras automatiskt av utrustningen. Mindre haverier kan utvecklas långsammare och att få dem under kontroll kan bli beroende av att människor vidtar lämpliga åtgärder. Detta var tragedin vid olyckan vid Three Mile Island, där inslagen av tekniska fel i händelseförloppet var väsentligt mindre dramatiska än de fel som blivit noggrant analyserade, men där resultaten av felen förvirrade dem som skulle hantera olyckan. Ett i och för sig obetydligt tillbud växte till TMI-olyckan med svåra skador på reaktorn. Då sådana kombinationer av mindre tekniska fel sannolikt inträffar oftare än stora fel, bör de studeras grundligt. Därtill kommer att de kräver att operatörerna och deras chefer har grundlig förståelse för hur anläggningen fungerar och att de kan hantera kombinationer av små tekniska fel.

Den allvarligaste typen av låst inställning är att alla koncentrerar sig på tekniska fel, vilket leder till en undervärdering av betydelsen av den mänskliga faktorn vid kärnkraftproduktion. Vi frestas säga att medan enorma insatser gjorts för att den säkerhetsrelaterade tekniska utrustningen skulle fungera så bra som möjligt med utrustning i reserv i flera led, så hade NRC och industrin försummat att tillräckligt beakta att de människor som sköter och driver anläggningen utgör en väsentlig del av säkerhetssystemet.

Orsakerna till olyckan

Andra undersökningar har visat att, ehuru tekniska fel initierade händelseförloppet, var den grundläggande orsaken till olyckan "operatörfel". Det har påpekats att om operatörerna (eller deras chefer) hade hållit nödkylsystemet i gång under inledningsskedet av olycksförloppet, så skulle Three Mile Island ha stannat vid ett relativt obetydligt tillbud. Även om vi instämmer i detta, anser vi att detta inte uttrycker de grundläggande orsakerna till olyckan.

Låt oss granska några av de förhållanden som väsentligt bidrog till operatörernas förvirring.

För det första är det vår uppfattning att utbildningen av TMI-operatörerna var synnerligen bristfällig. Även om utbildningen kan ha varit ändamålsenlig för anläggningens drift under normala förhållanden, hade otillräcklig uppmärksamhet ägnats möjliga svåra olyckor. Och förståelsen, även hos de erfarna reaktoroperatörerna, var inte djupare än att de var oförberedda att handskas med något så förvirrande som de förhållanden som de ställdes inför.

För det andra har vi funnit att de speciella driftsinstruktioner, som var tillämpliga vid olyckan, i vart fall var förvirrande och kunde uppfattas på sådant sätt att de ledde operatörerna att vidta de felaktiga åtgärder de gjorde.

För det tredje hade lärdomar från tidigare olyckor inte resulterat i att nya, klara instruktioner delgivits operatörerna. Detta belyses av följande fallbeskrivning.

En erfaren ingenjör vid Babcock & Wilcox Company (reaktorleverantören) lade märke till att operatörerna felaktigt stängt av nödkylsystemet vid en tidigare olycka, som hade stora likheter med den vid Three Mile Island. Han påpekade att det var tursamt att de förhållanden under vilka detta fel begicks inte var sådana att en svår olycka inträffade och han varnade för att under andra förhållanden (liknande dem som senare förelåg vid Three Mile Island) kunde en mycket allvarlig olycka inträffa. Han krävde i mycket starka ordalag att tydliga instruktioner meddelades operatörerna. Hans promemoria skrevs 13 månader före olyckan vid Three Mile Island, men gav inte upphov till några nya instruktioner. Kommissionens undersökning av denna händelse och andra liknande händelser vid B & W och NRC tyder på att den bristande förståelse som ledde operatörerna till felaktiga åtgärder, fanns både hos NRC, hos kraftföretaget och hos dess leverantörer.

Vi har funnit att det brister i "avslut" inom systemet, d.v.s. viktiga säkerhetsaspekter aktualiseras ofta och analyseras i viss mån, men de fullföljs inte till beslut; och de lärdomar som vinnes av dessa analyser når inte ut till de personer och organisationer som har mest behov av att känna till dem. Detta var fallet med den ovan beskriv-

na B & W händelsen och det var fallet med olika varningar inom NRC att felaktigt handlande av operatörer kunde förekomma vid vissa typer av mindre läckor, och det var fallet med många frågor, som väckts vid handläggningen av tillståndsärenden men som inte fullföljdes och avgjordes av NRC:s personal.

I vår rapport ges flera andra exempel som visar bristen på insikt om betydelsen av den mänskliga faktorn för reaktorsäkerheten. Vi vill nämna endast ett ytterligare exempel (det fjärde). Det kontrollrum från vilket TMI-2-anläggningen manövrerades uppvisar brister i många avseenden. Kontrollpanelen är stor, med hundratals alarm, och vissa betydelsefulla mätinstrument är så placerade att operatören ej kan se dem. Det finns föga som tyder på att modern informationsteknologi har fått genomslag i kontrollrummet. Trots detta kan kontrollrummet vara ändamålsenligt för den normala driften av en kärnkraftanläggning.

Det uppvisar emellertid allvarliga brister i have-rituationer. Under de första minuterna av händelseförloppet gavs mer än 100 larmsignaler och det fanns inget system för att undertrycka betydelselösa signaler så att operatörerna kunde koncentrera sig på de betydelsefulla. Informationen presenterades inte i klar och tillräckligt begriplig form; t.ex. gavs, trots att tryck och temperatur i reaktorn kunde avläsas, ingen direkt anvisning om att kombinationen av tryck och temperatur innebar att kylvattnet höll på att förångas. Överhuvud taget hade föga uppmärksamhet ägnats åt samverkan mellan människa och maskin under de snabbt föränderliga och förvirrande förhållandena vid en olycka. Kanske dessa brister i utformningen berodde på en koncentration till stora rörbrottsolyckor – vilka inte ger tid för nämndvärda operatörsingripanden – under det att man vid utformningen bortsett från operatörernas behov vid långsamma förlopp av typen mindre läckor (som vid TMI).

Några av oss förordar en total modernisering av kontrollrummen, men vi är alla ense om att förhållandevis få och ej särskilt kostnadskrävande förbättringar i kontrollrummet kunde ha väsentligt underlättat hanterandet av olycksförloppet.

Slutsatsen blir att medan huvudorsaken till att detta tillbud kom att utvecklas till en allvarlig olycka var olämpliga operatörsåtgärder så

bidrog många faktorer till operatörernas handlande, såsom brister i utbildningen, oklara driftinstruktioner, oförmåga hos olika organisationer att dra rätta lärdomar av tidigare tillbud samt brister i utformningen av kontrollrummen. Dessa brister får tillskrivas kraftföretaget, leverantörerna av utrustningen och den statliga tillsynsmyndigheten. Vare sig operatörsfelen "förklarar" vad som inträffade i detta fall eller ej, är vi därför – i ljuset av alla ovan påtalade brister – övertygade om att en olycka liknande den vid Three Mile Island förr eller senare var oundviklig.

Olyckans svårhetsgrad

Hur allvarlig var olyckan? Med utgångspunkt från våra undersökningar av olyckans hälsoverkningar drar vi den slutsatsen att huvuddelen av de radioaktiva ämnena stannade i inneslutningen, trots allvarliga skador på anläggningen, och att de faktiska utsläppen får försumbar inverkan på människors fysiska hälsa. Den huvudsakliga hälsoeffekten av olyckan befanns vara psykisk stress.

De stråldoser som människor utanför anläggningen erhöll var mycket små. Emellertid kan även små stråldoser senare leda till cancer, ärflika skador eller missbildningar hos barn som utsatts för strålning under fostertiden. Då det inte finns någon direkt metod att mäta hälsorisker vid låga stråldoser, måste risken uppskattas indirekt. Olika vetenskapsmän har gjort skilda antaganden om hur en sådan uppskattning skall göras och därför varierar resultaten. Lyckligtvis var i detta fall stråldoserna så små att vi kan förutsätta att hälsoeffekterna i stort blir minimala. Det blir antingen inga cancerfall alls eller också blir antalet fall så få att det aldrig blir möjligt att upptäcka dem. Samma slutsats gäller för de andra typerna av möjliga hälsoeffekter. Skälen härtill är följande.

Det totala antalet strålningsorsakade cancerfall hos den befolkning som berördes av TMI kan exempelvis enligt en uppskattning bli 0,7. Detta är ett uppskattat genomsnittsvärde av samma slag som följande utsaga: En genomsnittlig amerikansk familj har 2,3 barn.

Vad detta verkligen betyder i fallet TMI är att envar av de omkring 2 miljoner individer som

bor inom 80 km löper en minimal extra risk att dö av cancer, och att om alla dessa minimala risker adderas, får man totalt 0,7. I ett sådant läge kan en matematisk lag, kallad Poissons fördelning (efter en berömd fransk matematiker), tillämpas. Om det beräknade genomsnittet är 0,7 blir den faktiska sannolikheten för cancerdödsfall till följd av olyckan följande: Det är omkring 50 procent chans att det inte blir några extra dödsfall av cancer, 35 procent chans att en individ kommer att dö av cancer, 12 procent chans att två individer kommer att dö av cancer och det är praktiskt taget säkert att det inte blir så många som fem dödsfall i cancer.

Liknande sannolikheter kan räknas fram för andra sätt att uppskatta riskerna. Alla har följande gemensamt: Det är fullt möjligt att inget extra dödsfall i cancer kommer att inträffa. Och för alla beräkningsmetoderna gäller att det är praktiskt taget säkert att antalet cancerdödsfall blir mindre än 10.

Eftersom cancer som förorsakas av joniserande strålning inte skiljer sig från annan cancer, kan antalet extra cancerfall endast bestämmas statistiskt. Vi vet av cancerstatistiken att av de mer än 2 miljoner människor, som bor inom 80 km från TMI, kommer omkring 325,000 förr eller senare att dö av cancer, av orsaker som inte har att göra med kärnkraftverket. Detta antal är endast uppskattat och det faktiska antalet kan bli 1000 fall mer eller mindre. Det är därför otänkbart att med statistiska metoder någonsin kunna upptäcka mindre än 10 extra dödsfall. Därför kan det vara så att olyckan inte ger upphov till ett enda extra dödsfall i cancer eller, om det blir några, blir det så få att de inte kan upptäckas.

Vi fann att de personer, som bodde i närheten av Three Mile Island, utsattes för högst allvarlig psykisk stress. Flera förhållanden bidrog till denna stress. Hela den första veckan av olycksförloppet förekom omfattande spekulationer om hur allvarlig olyckan kunde komma att bli. Vid flera tillfällen övervägde ledande tjänstemän inom NRC och delstatsregeringen möjligheten av en omfattande utrymning. Flera rådgivare rekommenderade åtgärder näst intill full utrymning. En betydande andel av befolkningen i det omedelbara grannskapet lämnade frivilligt området. NRC-tjänstemän bidrog till att öka oron under perioden från fredagen till söndagen (30

mars-1 april). På fredagen föranledde en misstolkning av ett radioaktivt utsläpp några NRC-tjänstemän att rekommendera omedelbar utrymning. Och på fredagen rådde guvernören Thornburg havande kvinnor och barn under skolåldern att lämna området inom 8 km från TMI. På lördagen och söndagen trodde andra NRC-tjänstemän felaktigt att det förelåg en omedelbar fara för explosion av en vätgasbubbla i reaktorkärlet, och utrymning blev återigen en central diskussionsfråga.

Vi har funnit att den allvarligaste hälsoeffekten av olyckan var svår psykisk stress under en begränsad tid. De svåraste stress effekterna fanns bland dem som bodde inom 8 km från TMI och i familjer med barn under skolåldern.

Anläggningen fick mycket omfattande skador. Ehuru själva reaktorn har bringats till "kall avställning", finns dock stora mängder radioaktiva ämnen samlade i inneslutningen och i hjälpyggnader. Kraftföretaget står därför inför ett omfattande uppröjningsarbete som i sig kan innebära risker för allmänheten. De pågående uppröjningsarbetena vid TMI visar att konstruktionen är otillfredsställande när det gäller att kunna ta hand om en skadad anläggning. De direkta ekonomiska kostnaderna för olyckan är enorma. Våra bästa uppskattningar ligger i området en till två miljarder dollar, även om TMI-2 åter skulle kunna tas i drift. (Huvuddelen av detta är uppskattade kostnader för ersättningskraft under de närmaste åren). Då det kanske inte blir möjligt att åter ta anläggningen i drift, kan kostnaderna t.o.m. bli mycket högre.

Olyckan väckte oro i hela världen och medförde minskat förtroende för kärnkraftsindustrin och för NRC.

Alltifrån början ansåg vi det angeläget att söka klarlägga inte bara hur allvarlig olyckan faktiskt var för allmänhetens hälsa, utan även hur nära vi var en katastrofal olycka med ett stort antal dödsfall. Frågor som måste undersökas var huruvida en kemisk explosion (väte) eller ångexplosion kunde ha lett till brott på reaktortanken och inneslutningen och huruvida ytterst hett, smält kärnbränsle kunde ha allvarligt skadat inneslutningen. Det förelåg aldrig – och kunde *inte* heller föreligga – någon fara för en nukleär explosion (atombomb).

Vi gjorde en medveten ansträngning att få ett svar på denna fråga. Eftersom olyckan hade sin grund i en komplicerad kombination av mindre tekniska fel och stora fel i mänskligt handlande, ställde vi frågan: "Vad hade hänt om ytterligare något gått fel?"

Vi undersökte flera olika tänkbara förlopp representerande förändringar i den händelsekedja som faktiskt ägde rum. Den största orosgrunden under olyckan var att den betydande mängd radioaktiva ämnen (särskilt radioaktiv jod) som samlats in anläggningen kunde komma fri till omgivningen. Vi frågade därför, i vart och ett av fallen, huruvida utsläppen kunde ha blivit mindre eller större och om stora mängder hade kunnat komma ut.

Många av dessa tänkbara förlopp ledde till mer gynnsamma resultat än det som faktiskt hände. Flera andra innebar ökade utsläpp av radioaktiv jod men alltjämt på sådan nivå att de inte innebar fara för allmänhetens hälsa. Men vi har också studerat två eller tre tänkbara förlopp vilkas exakta följdverkningar är betydligt svårare att beräkna. De innebar svårare skador på härden med ytterligare nedsmältning av kärnbränslet i de hetaste delarna. Dessa konsekvenser är, överraskande nog, oberoende av hur länge härden varit i full drift.

På grund av det osäkra fysikaliska tillståndet hos kärnbränslet, kapslingen och härden, har vi studerat vissa särskilda och svåra förhållanden som ofrånkomligt skulle leda till en olycka med härdsmälta. I en sådan händelsekedja skulle kärnbränslet smälta, falla till botten av reaktorkärlet, smälta igenom reaktorkärlets stålotten och slutligen skulle vissa delar av bränslet nå botten av inneslutningen där det fanns tillräckligt med vatten för att täcka det smälta bränslet och föra bort en del av sonderfallsvärmen. För att bemästra en sådan olycka är det nödvändigt att föra bort sonderfallsvärme under åtskilliga månaders tid.

Vi närmar oss i sådana fall gränsen för vårt tekniska kunnande om växelverkan mellan smält kärnbränsle, betong, stål och vatten och även de bästa tillgängliga beräkningarna är förenade med ett visst mått av osäkerhet. Våra beräkningar visar dock att även om en härdsmälta skulle ha inträffat, är det stor sannolikhet för att inne-

slutningen och det hårda berg på vilket TMI-2:s inneslutning är uppförd, skulle ha kunnat förhindra utsläpp av stora mängder radioaktiva ämnen. Denna slutsats bygger på mycket noggranna beräkningar, vilka är hållbara endast så långt som våra antaganden är giltiga. Vi kan inte vara absolut säkra på dessa slutsatser.

Några av de begränsningar som gällde för denna studie var: (1) Vi har inte undersökt möjliga följder av operatörsmisslag under eller efter en härdsmälteprocess som kunde äventyra inneslutningens effektivitet; (2) Vi har inte undersökt sårbarheten hos de olika genomföringarna i inneslutningens väggar för elektriska kablar och rörledning, ej heller hos dörrarna för människor och utrustning; (3) Studien var specifik för TMI-2:s konstruktion och läge (t.ex. fast berggrund under anläggningen); (4) Vi är medvetna om att vi endast studerat ett begränsat antal tänkbara svar på frågan "Vad hade hänt om...?"

Andra kan möjligen finna tänkbara händelsekedjor med ännu allvarigare följder.

Vi förordar starkt att forskning snarast genomförs för att fastställa och analysera möjliga följder av olyckor som leder till allvarliga härdskador. Sådan kunskap är väsentlig för att kunna bemästra verkningarna av sådana olyckor i framtiden. Den kan också visa på svagheter i nuvarande konstruktioner där ändringar kan få betydelse för att förhindra framtida svåra olyckor.

Dessa osäkerheter har inte hindrat oss från att kunna nå överväldigande enighet om åtgärder för att rätta till missförhållanden. Vi stöder oss därvid på följande resonemang: Vare sig vi i detta fall var nära en katastrof eller inte, så var olyckan i vart fall alltför svår. Så svåra olyckor som den som TMI bör inte tillåtas inträffa i framtiden.

Man förlorade kontrollen över haveriförloppet i sådan grad att de som sökte hantera det i viss mån flamlade i mörker. Fastän man i dag väl förstår orsakerna till olyckan, är det ännu 6 månader efteråt svårt att säkert bedöma härdens tillstånd och vilka förhållanden som råder i inneslutningen. Så snart en olycka utvecklas på sätt som avviker från väl kända principer och tvingar operatörerna att experimentera (detta hände

den första dagen), blir osäkerheten huruvida olyckan kan leda till stora utsläpp av radioaktiva ämnen alltför hög. Läggjs därtill de enorma skadorna på anläggningen, det kostnadskrävande och potentiellt farliga uppröjningsarbete som återstår och de stora kostnader olyckan medförde, måste vi konstatera att olyckan redan nått över det godtagbaras gräns – vad än värre som kunnat hända.

Fastän vi genomgående i denna rapport understryker att grundläggande förändringar är nödvändiga för att förhindra lika svåra olyckor som den vid TMI, får vi inte utesluta att en lika allvarlig eller än allvarligare olycka kan inträffa igen även om de förändringar genomförs som vi rekommenderar. Det är därför nödvändigt att vi, utöver att göra allt för att förhindra sådana olyckor, måste vara fullt förberedda så att följderna för människors hälsa och säkerhet blir så små som möjligt om en sådan olycka skulle inträffa i framtiden.

Beredskapsåtgärderna

Ett annat område för våra undersökningar gäller frågan om myndigheterna var tillräckligt förberedda för ett krisläge och om deras åtgärder i krisläget var tillfredsställande. Vi har funnit att svaret på båda dessa frågor är negativt.

Vi har blivit oroade både av den ytterst ojämna kvaliteten på beredskapsplanerna och av de problem som uppkommer till följd av oklar ansvarsfördelning i händelse av ett krisläge med strålningsrisker. Flertalet beredskapsplaner bygger på snabba åtgärder på det lokala planet för att sätta igång nödvändig utrymning eller vidta andra skyddsåtgärder. Vi har funnit en i det närmaste total brist på detaljerade planer i kommunerna runt Three Mile Island. Det är ett av många ironiska inslag i händelseförloppet att den vettigaste planering som företogs av lokala myndigheter skedde först under olyckan. Vid en olycka där snabba skyddsåtgärder måste vidtas inom några timmar kan otillräcklig planering i förväg visa sig ytterst farlig.

Vi förordar centralisering av beredskapsplaneringen till en central myndighet på federal nivå med nära samordning mellan denna och myndigheter på delstatlig och lokal nivå. En sådan myndighet skulle behöva expertstöd från många

andra organ, men den skulle ha ett samlat ansvar såväl för att ändamålsenlig planering kommer till stånd som för att de åtgärder vidtas som en olycksituation kräver. Detta förutsätter organisatoriska förändringar, eftersom de myndigheter som handhar beredskapsfrågor har större erfarenhet av sådana händelser som översvämningar och stormar än av radioaktiva utsläpp. I den omfattning radiologiska händelser kräver åtgärder utöver vad som gäller vid mera normala katastrofsituationer måste ytterligare beredskapsplanering utföras noggrant.

En central princip i NRC:s gällande lokaliseringspolicy är att reaktorer skall förläggas till ett "område med låg befolkningstäthet" (LPZ), ett område runt anläggningen där lämpliga skyddsåtgärder för befolkningen kan vidtas i händelse av en olycka. Denna princip har emellertid tillämpats på ett egendomligt, onaturligt och lösligt sätt. För att bestämma storleken av LPZ uppskattar anläggningens innehavare mängden utsläppta radioaktiva ämnen vid en antagen *mycket allvarlig* olycka. Med ledning av geografiska och meteorologiska data beräknar innehavaren det område inom vilket en individ skulle komma att få en helkroppsdos av 25000 millirem eller mer under hela olycksförloppet vid en olycka. Detta område utgör LPZ. 25000 milliremgränsen är en synnerligen hög dos, många gånger större än någon person mottog under hela olycksförloppet vid TMI.

LPZ-metoden har allvarliga svagheter. För det första därför att med de ytterst höga dosgränser enligt vilka området avgränsas blir LPZ för många kärnkraftverk relativt små, i TMI:s fall drygt 3 km radie. För det andra är det uppenbart att om en så svår olycka skulle inträffa, som den som ligger till grund för att bestämma LPZ, så skulle många människor bosatta utanför LPZ få motta lägre men likväl avsevärda stråldoser. För det tredje visar TMI-olyckan att LPZ har föga relevans för skyddet av befolkningen – NRC övervägde själv utrymning intill ett avstånd av 32 km – och detta trots att olyckan var väsentligt lindrigare än den som tagits som utgångspunkt vid lokaliseringen av anläggningen. Vi har därför dragit slutsatsen att hela systemet är bristfälligt.

Vi rekommenderar att LPZ-begreppet överges vid lokalisering och för beredskapsplanering.

Vid lokaliseringen bör många olika möjliga olyckor beaktas, särskilt "mindre" olyckor som har högre sannolikhet att inträffa. För varje sådan olycka skall beräknas tänkbara mängder av radioaktiva utsläpp och doser på olika avstånd, för att bestämma vilka slag av skyddsåtgärder som är nödvändiga och möjliga. Sådana skyddsåtgärder kan sträcka sig från utrymning av ett område nära anläggningen, till utdelande av kaliumjodid för att skydda sköldkörteln mot radioaktiv jod, till en enkel anmaning till befolkningen inom åtskilliga km från anläggningen att stanna inomhus under en viss bestämd tid. Endast med hjälp av en sådan analys kan man förutsäga de verkliga följderna av radioaktiva utsläpp och bestämma huruvida en viss plats är lämpad för en kärnkraftanläggning. På samma sätt skall beredningsplaner innefatta olika typer av erforderliga åtgärder för olika möjliga typer olyckor. Såväl delstatsmyndigheter som lokala organ måste vara beredda att vidta ändamålsenliga åtgärder så snart information erhålls om arten av en olycka och den sannolika mängden av utsläpp.

Beredningsåtgärderna präglades av en atmosfär av nära total förvirring. Kommunikationerna brast på alla nivåer. Många betydelsefulla rekommendationer gavs av personer som inte hade tillgång till korrekt information och de som arbetade med olyckan insåg inte omedelbart betydelsen och följderna av de händelser som inträffat. Samtidigt som vi försökt beakta dessa brister i våra rekommendationer är det viktigt att upprepa den grundläggande inställning vi angett ovan. Man måste göra allt som man kan för att förhindra olyckor av denna svårighetsgrad men samtidigt förutsätta att sådana olyckor kan inträffa och vara förberedda för de åtgärder som erfordras i det krisläge som då uppstår. Det förhållandet att alltför många människor och organisationer var omedvetna om den omfattning en allvarlig olycka vid ett kärnkraftverk kan få förklarar en stor del av bristen på beredskap och den låga kvaliteten på de åtgärder som företogs.

Allmänhetens och de anställdas hälsa och säkerhet

Vi har funnit ett antal brister såvitt avser arbetsformerna för att förhindra eller begränsa hälso-

risiker till följd av joniserande strålning vid drift av kärnkraftverk. Vid bestämmande av tillåtna stråldoser till de anställda, vid beslut om lokalisering av anläggning och i andra avseenden av betydelse för människors hälsa har NRC inte ålagts och söker inte heller regelmässigt råd och granskning av sina bestämmelser av andra federala myndigheter med ansvarsområden som innefattar hälsorisker av strålning, som t.ex. the Department of Health, Education, and Welfare (HEW) eller the Environmental Protection Agency (EPA). Kunskapen är otillfredsställande om verkningarna av låga stråldoser, om handlingsvägar för att begränsa hälsoriskerna vid strålning och om andra områden av betydelse vid utfärdande av bestämmelser för att skydda de anställdas och allmänhetens hälsa. Olika federala myndigheter (NRC, Department of Energy, HEW och EPA) har sig tilldelat ansvar för förberedelser för ett möjligt krisläge, såsom olyckan vid TMI-2, men planeringen före olyckan var så bristfällig att provisoriska åtgärder måste vidtas för att koppla in dessa myndigheter och samordna deras verksamhet.

Delstaten Pennsylvania, dess strålskyddsbyrå och hälsovårdsmyndighet – myndigheter med ansvar för allmänhetens hälsa – hade inte tillräckliga resurser för att handlägga strålskyddsfrågor i anslutning till driften av TMI. Kraftföretaget var inte skyldigt att föra och förde inte heller journaler över sina anställdas totala yrkesmässiga och andra (t.ex. medicinska) doser.

Vi lägger fram rekommendationer i syfte att förbättra samordningen och samarbetet mellan federala och delstatliga myndigheter med ansvar för strålskydd och hälsa. Vi anser att större vikt måste fästas vid forskning om strålningens hälsoverkningsförmåga för att få en bättre grund för riktlinjer och föreskrifter avseende anställdas och allmänhetens hälsa och säkerhet. Vi menar att såväl delstaten som kraftföretaget har möjlighet och skyldighet att utforma och genomföra fastare program för information till anställda och till allmänheten i strålskyddsfrågor innefattande åtgärder för att förhindra skadlig inverkan på hälsan.

Rätt till information

Presidenten anmodade oss att undersöka huruvida allmänhetens rätt till information under

olycksförloppet blev väl tillgodosedd. Vår slutsats är återigen negativ. Det var emellertid många olika orsaker här till och det är både vanligare att fastställa var ansvaret låg och svårare att formulera lämpliga rekommendationer. Det förelåg allvarliga problem med informationskällorna, med hur informationen förmedlades till pressen och med hur pressen rapporterade vad den inhämtat.

Vi har inte funnit några systematiska försök att "släta över" hos informationskällorna. Några av de officiella nyhetskällorna var själva förvirrade om vad som var fakta och det förekom stora meningsskiljaktigheter bland tjänstemännen. Första dagen av olycksförloppet försökte kraftföretaget att förringa betydelsen av vad som hänt trots starka belägg för att olyckan var allvarlig. Senare i veckan blev NRC en källa för överdrivna beskrivningar. På grund av missuppfattningar och i ett fall (vätebubblan) på grund av att det begicks vetenskapliga fel, gjorde officiella källor uttalanden om radioaktiva utsläpp som redan inträffat (eller om omedelbar fara för stora radioaktiva utsläpp), som inte var grundade på fakta – i vart fall inte om föreliggande fakta hade uppfattats rätt. Och NRC dröjde med att bekräfta goda nyheter om vätebubblan. Å andra sidan avslöjades inte den beräknade omfattningen av skadorna på härden till fullo till allmänheten.

Ett annat problem var det sätt på vilket fakta förmedlades till pressen. Somliga av dem som informerade pressen saknade tekniska kunskaper för att kunna förklara händelserna och förefaller att ha varit avskurna från dem som kunde ha tillhandahållit sådana kunskaper. Då de som hade kunskaper uttalade sig var deras uttalanden ofta dolda i sådan teknisk "slang" som var mycket svår att förstå för pressen. Pressen störcdes vidare av att flera möjliga källor hade anmodats att inte lämna ut någon information för att inte öka förvirringen. Detta begränsade visserligen förvirringen, men det blev ett slag i ansiktet mot pressens långa tradition att kontrollera fakta mot flera källor.

Många omständigheter bidrog till att olyckan blev en av de mest intensivt bevakade händelser i massmedia som någonsin förekommit. Pressen sökte i allmänhet att ge en efter omständigheterna välbalanserad bild som inte skulle bidra till

att öka paniken. Det fanns emellertid ett par anmärkningsvärda exempel på oansvarigt rapportering och några bilder som användes i reportagen hade drag åt sensationshållet.

En annan allvarlig svårighet var att även den personal som företrädde de större nationella nyhetsmedierna ofta saknade tillräcklig vetenskaplig och teknisk bakgrund för att helt förstå vad de fick höra och inte hade tillgång till personer som kunde förklara informationen. Detta var särskilt allvarligt då det gällde att rapportera om olika radioaktiva utsläpp och att förklara hur allvarliga (eller betydelselösa) de var. Många artiklar var så förvirrade att de var värdelösa som information.

Vi drar därför slutsatsen att, fastän den omfattande bevakningen var berättigad, blev allmänheten dåligt underrättad genom en kombination av förvirring och svagheter hos informationskällorna och brist på förståelse hos massmedia.

När man skall bedöma hur informationen hanteras under en kärnkraftsolycka är det av vital betydelse att tänka på den rädsla för kärnenergi som många människor har. Kärnenergi kom först till användning i de atombomber som förstörde två stora japanska städer. Ända sedan dess har funnits en rädsla för radioaktivitet och den har ökat till följd av förhållandet att vi, i motsats vad gäller flodvågor och virvelstormar, varken kan se, höra eller lukta oss till radioaktivitet. Det är därför nödvändigt att företag som driver kärnkraftverk och nyhetsmedia som kan få bevaka en möjlig kärnkraftsolycka, vidtar extraordinära förberedelser för att korrekt och med känsla kunna handha informationen.

Det finns en klar motsats mellan allmänhetens rätt att få veta och behovet hos de med ansvaret att bemästra olyckan att få koncentrera sig på sina livsviktiga uppgifter utan att bli störda. Det finns ingen enkel lösning på detta problem men lämpliga förberedelser kan underlätta. Det är vår bedömning att i detta fall var varken kraftföretaget, NRC eller nyhetsmedia tillräckligt förberedda för att betjäna allmänheten väl.

Nuclear Regulatory Commission

Vi hade fått ett brett uppdrag av presidenten att undersöka the Nuclear Regulatory Commission (NRC). Då NRC bröts ut ur den tidigare Atomic

Energy Commission var syftet att skilja tillsyns-uppgifterna från uppgiften att främja atom-energens fredliga användning. Vi är medvetna om att NRC:s uppgifter skulle vara svåra att utföra under alla förhållanden. Men vi har sett tecken på att en del av det tidigare tänkandet kring att främja utvecklingen ännu påverkar tillsynsarbetet inom NRC. Även om vissa kompromisser mellan kraven på säkerhet och industrins krav är ofrånkomliga, finns tecken som tyder på att NCR ibland har felat till förmån för industrins bekvämlighet i stället för att utföra sin huvuduppgift att garantera säkerheten.

Två av NRC:s viktigaste uppgifter är dess tillståndsprövning och dess inspektion och tillsyn av driften (I & E). Vi har funnit allvarliga brister i båda.

Vid behandlingen av ansökan om tillstånd *krävs* endast att s.k. "enkel-fel"-tillbud analyseras. Sökanden behöver inte analysera vad som skulle hända om två system felar oberoende av varandra, så som vid den händelse som inträffade vid TMI. Det finns en klar gräns mellan sådana komponenter i systemen som är "säkerhetsrelaterade" och de som inte är det. De förstnämnda är underkastade stränga granskningar och krav, de senare är undantagna från flertalet krav – och detta trots att de kan ha betydelse för anläggningens säkerhet. Vi anser att denna skarpa antingen/eller definition är olämplig. I stället borde det vara ett system graderat efter vilken betydelse olika komponenter och system har för den övergripande säkerheten vid anläggningen. Man tycks ihärdigt anta att anläggningarna kan göras tillräckligt säkra i förhållande till "den mänskliga faktorn". Därför har man inte vid tillståndsprövningen ägnat tillräcklig uppmärksamhet åt utbildningen av driftspersonalen och driftprocedurerna. Slutligen kan anläggningar få driftstillstånd fastän åtskilliga säkerhetsfrågor ännu inte avgjorts. Detta sätter en sådan anläggning "mellan två stolar" där ansvaret är delat mellan två olika avdelningar av NRC. TMI-2 befann sig i detta läge vid tiden för olyckan, 13 månader efter det den fått sitt driftstillstånd.

NRC är främst inriktat på tillståndsprövningen och otillräcklig uppmärksamhet har ägnats det löpande arbetet med att garantera kärnkraftens säkerhet. Ett viktigt exempel på detta är de s.k. "generiska problemen", d. v. s. problem som gäl-

ler för ett antal olika kärnkraftverk. Så snart en fråga betecknas som "generisk" är den enskilda anläggningen vars tillstånd prövas inte skyldig att lösa frågan innan tillstånd meddelas. Detta kunde i och för sig vara godtagbart om det inom NRC tillämpades en fast handläggningssång för att inom rimlig tid lösa generiska problem, antingen genom NRC:s egen forskningsenhet eller genom kraftföretaget eller dettas leverantörer. Det har emellertid visat sig att förfarandet att beteckna en fråga som generisk kan vara ett bekvämt sätt att skjuta upp svåra avgöranden.

Den gamla AEC-inställningen märks även i form av obenägenhet att tillämpa nya säkerhetsnormer på tidigare godkända anläggningar. Ehuru vi kan godta behov av rimliga tidtabeller för ombyggnader, har vi inte funnit belägg för att behovet av förbättringar av äldre anläggningar behandlats på ett systematiskt sätt före Three Mile Island.

Den stora mängden föreskrifter utfärdade av NRC leder till att industrin ägnar sin huvudsakliga uppmärksamhet åt att följa föreskrifterna i stället för åt ett mer systematiskt säkerhetsarbete. Härtill kommer att innebörden av vissa av föreskrifterna i förening med det sätt på vilket eltaxorna fastställs för kraftföretagen i vissa fall kan ha verkat avskräckande på kraftföretagen och deras leverantörer när det gäller att ta initiativet till förslag om åtgärder för ökad säkerhet.

Tidigare studier av tillsynsavdelningen inom NRC har riktat hård kritik mot denna avdelning. Inspektörerna misslyckas ofta att företa oberoende bedömningar och inspektioner. De anvisningar inspektörerna förväntas följa är så omfattande att många inspektörer inte förstår exakt vad de förväntas göra. Vid ett flertal tillfällen har inspektörer mött svårigheter att få sina överordnade att koncentrera sig på viktiga säkerhetsfrågor. Analyser av kraftföretagens rapporter om tillbud har kommit att inriktas på felfunktioner hos teknisk utrustning och svåra operatörsfel har inte ägnats intresse.

Slutligen har en tidigare undersökning visat att tillsynsenheten har gjort minimalt bruk av de låt vara begränsade författingsenliga befogenheter den har att utdöma böter.

Eftersom NRC i många fall inte har tillräcklig förstahandsinformation för att se till att dess fö-

reskrifter efterlevs, måste de i hög grad lita till industrins egna driftjournaler, etc för sin tillsynsverksamhet. NRC samlar stora mängder information om erfarenheter från driften av anläggningar. Men före olyckan fanns ingen *systematisk* metod för att utvärdera dessa erfarenheter och inga systematiska försök att finna mönster som kunde tjäna som varning om grundläggande problem.

NRC är sårbara för anklagelsen att det är starkt inriktat på utrustningen och inte på människor. Bevis härför återfinns i form av den svaga och underbemannade avdelning av NRC som övervakar operatörsutbildningen; i form av att inspektörer som studerar tillbud koncentrerar sig på fel med utrustningen och inte på vad operatörerna kan ha gjort för fel; i form av bristande intresse för kvaliteten hos driftsinstruktionerna samt en i det närmaste fullständig brist på intresse för samspelet mellan människa och maskin.

Utöver alla andra problem med NRC är vi ytterst kritiska beträffande den roll organisationen spelade vid hanterandet av olyckan. Det var en allvarlig brist på kommunikation mellan NRC:s kommissionsledamöter, de tjänstemän som i Bethesda (NRC:s huvudkontor) sökte fatta beslut i anledning av olyckan, tjänstemännen på lokalkontoren och de som var på själva olycksplatsen. Denna brist på kommunikation bidrog till förvirringen kring olyckan. Vi ställer oss också skeptiska till att den kollegiala ledningsformen med fem kommissionsledamöter utgör ett lämpligt ledningsorgan i en krissituation och för ledning av myndigheten som sådan.

Vi fann allvarliga ledningsproblem inom myndigheten. Dessa problem börjar högst upp i organisationen. Vi har inte fått klart för oss exakt vilka uppgifter de fem kommissionsledamöterna har och vi har belägg för att de inte själva har klart för sig vad deras roll bör vara. Den stora byråkratin under kommissionsledamöterna är strikt uppdelad i avdelningar med otillräcklig kommunikation mellan olika enheter. Vi har inte funnit bevis för någon effektiv högsta ledning och vi har sett tecken på något av den gamla AEC-inställningen att främja kärnkraftutbyggnad hos nyckeltjänstemän under själva ledningsnivån. Dessa ledningsproblem har blivit så mycket svårare till följd av att stränga regler

införts som hindrar kommissionens ledamöter från att tala med ledande tjänstemän i frågor rörande prövning av tillstånd. Vi anser att dessa regler har fått en onödigt sträng tillämpning i just denna myndighet. Den geografiska spridningen, med högsta ledningen i Washington och huvuddelen av personalen i Bethesda och Silver Spring, Maryland (och i andra delar av landet), utgör också hinder för enkelt utbyte av idéer.

Vi drar därför slutsatsen att det inte finns något väl genomtänkt, integrerat system som garanterar säkerheten inom nuvarande NRC.

Vi har funnit belägg för upprepade och ingående utredningar och kritik såväl inom som utom organisationen, men mycket få belägg för att dessa utredningar resulterat i förbättringar av betydelse. Detta förhållande har väckt särskild oro hos oss beträffande framtiden för nuvarande NRC.

Av dessa skäl rekommenderar vi en fullständig omorganisation av NRC. Vi rekommenderar att den görs till en oberoende myndighet inom den exekutiva förvaltningen, ledd av en enda administratör, som i alla avseenden skall vara exekutiv chef och som hämtas utanför NRC. Den nya chefen måste ges befogenhet att organisera om och tillföra nytt blod till en ombildad tillsynsmyndighet. Det nya blodet bör kunna resultera i den ändrade inställning som är av vital betydelse för att lösa kärnkraftindustrins problem.

Vi har också rekommenderat ett antal andra organisatoriska och administrativa förändringar i syfte att verkligen göra den nya myndigheten effektiv när det gäller att garantera säkerheten vid kärnkraftverk. Bland dessa förändringar ingår en tillsynskommitté för att övervaka verksamheten vid den omorganiserade NRC och en regelmässig granskning från HEW (närmast motsv. socialdepartementet) i frågor som rör strålning och hälsa.

Kraftföretaget

Då beslutet togs att göra kärnkraft tillgänglig för kommersiell produktion av energi, lades denna verksamhet i händerna på befintliga elektriska kraftföretag. Kärnkraft förutsätter mycket speciella kvalifikationer och attityder hos ledningen

liksom ett omfattande system för stöd av vetenskapsmän och tekniker. Vi anser att General Public Utilities Corporation (GPU) ägnade otillräcklig uppmärksamhet åt detta.

Inom GPU och dess dotterföretag finns ett delat system för beslutsfattande. Under det att det enskilda kraftföretaget har juridiskt ansvar för en rad väsentliga beslut, från konstruktion av anläggningen till utbildningen av operatörer, är många företag starkt beroende av expertis hos sina leverantörer och hos NRC. Vår rapport innehåller ett antal exempel på delat ansvar, som i fallet TMI kan ha lett till att konstruktionen och driftförhållandena inte blev optimala. Vi har t.ex. fått motsägande uppgifter om hur de kriterier utvaldes som leder till att inneslutningen automatiskt isoleras. Likaledes förefaller utformningen av kontrollrummet att vara resultatet av en kompromiss mellan kraftföretaget, dess moderbolag, anläggningskonstruktören och reaktorleverantören (med mycket ringa uppmärksamhet i frågan från NRC). Men det mest påtagliga exemplet på brister till följd av delat ansvar gäller utbildningen av operatörer.

Det juridiska ansvaret för utbildning av operatörer och skiftingenjörer i säkert handhavande av en kärnkraftanläggning vilar på kraftföretaget. Men Met-Ed, d. v. s. det dotterbolag till GPU som driver TMI, hade inte tillräckligt kunnande för att genomföra ett utbildningsprogram utan hjälp utifrån. De lade därför ut olika delar av utbildningsprogrammet på Babcock & Wilcox, leverantörer av reaktorsystemet. Ehuru B & W har ett omfattande expertkunnande, har de inget ansvar för kvaliteten i hela utbildningsprogrammet utan bara för den del för vilken de anlitas. Samordningen av de båda bolagens utbildningsprogram var utomordentligt svag. B & W:s instruktörer kände t.ex. inte till de exakta driftföreskrifter som gällde för just denna anläggning.

Ett nyckelhjälpmedel i B & W:s utbildning är en simulator, som efterliknar riktiga kontrollpaneler. På dessa kan realistiskt återges händelser som kan inträffa i en kraftanläggning. Simulatorens skiljer sig i vissa betydelsefulla avseenden från de riktiga kontrollpanelerna. Före den 28 mars var simulatorens inte heller programmerad för att återge sådana förhållanden som operatörerna ställdes inför vid olyckan.

Vi har funnit inom båda bolagen, att de som vet mest om hur kärnkraftanläggningen fungerar, har föga kontakt med dem som har ansvaret för operatörsutbildningen och att därför innehållet i utbildningsprogrammet inte ledde fram till tillräcklig förståelse av reaktorsystemen.

Det är vår slutsats att den roll NRC spelar vid tillsyn av operatörsutbildningen ger få positiva bidrag och faktiskt kan öka problemen. NRC har begränsad personal för tillsyn av examinationen av operatörer och flera vid denna enhet saknar praktisk erfarenhet från kraftverk. NRC:s verksamhet är därför begränsad till handläggande av relativt rutinbetonade frågor om examination och stickprovskontroll av återkommande examination och av utbildningsprogram. Då det gäller att värdera utbildningen av operatörer i att bemästra olyckssituationer har NRC förbisett de grundläggande felen i de gällande instruktionerna vid TMI. Eftersom företaget har en benägenhet att likställa en av NRC godkänd examen med en tillfredsställande utbildning av operatörer, kan NRC bidra till att vidmakthålla en medelmåttig nivå.

Det sätt på vilket NRC värderar säkerheten vid planerade anläggningar under tillståndsprövningen har en högst olycklig inverkan på det sätt operatörer utbildas. Eftersom den som söker tillstånd i ansökan koncentrerar sig på följderna av enstaka fel, ingår det inte i utbildningsprogrammet några inslag som förbereder operatörerna på olyckor där två system felar oberoende av varandra.

Det var påtagliga brister i ledningen av TMI-2-anläggningen. Skiftledningen var övertyngd av pappersarbete utan betydelse för deras ledningsfunktion och de kunde därför inte tillfredsställande utöva sina ledningsuppgifter. Det förekom ingen systematisk kontroll av anläggningens tillstånd och av ventillägen vid skiftavlösning. Underhållsverksamheten övervakades inte tillfredsställande. Svagheter fanns i programmet för kvalitetssäkring och kontroll.

Vi är eniga om att ett företag som driver en kärnkraftsanläggning måste vara juridiskt ansvarigt för de grundläggande konstruktioner och arbetsformer som garanterar säkerheten. Men analysen av denna speciella olycka väcker frågan om alla elektriska kraftföretag automatiskt

äger de nödvändiga tekniska kunskaperna och förmågan att leda och handha en så farlig anläggning byggande på högkvalificerad teknik. Vi rekommenderar därför att större krav ställs på organisation och ledning hos ett företag innan det ges tillstånd att driva en kärnkraft-anläggning.

Övergången

Vi är medvetna om att även vid den snabbaste handläggningsgång måste det ta avsevärd tid att genomföra de omfattande åtgärder vi föreslår. Kommissionen stod därför inför frågan vad som skall ske under mellantiden med de anläggningar som nu är i drift och de för vilka driftstillstånd är under prövning.

Kommissionen beslöt enhälligt följande:¹

Eftersom säkerhetsåtgärder som ger bättre skydd för den berörda befolkningen kan härledas från den höga säkerhetsstandard för kärnkraftverk som rekommenderas i denna rapport, bör NRC eller dess efterföljare från fall till fall innan byggnads- eller driftstillstånd beviljas: (a) bedöma behovet av att införa sådana nya förbättringar av säkerheten som rekommenderas i denna rapport; (b) pröva, under beaktande av de rekommendationer som framförs i denna rapport, kompetensen hos de sökande av driftstillstånd när det gäller att administrera anläggningen och att de har lämpliga utbildningsprogram för sina operatörer; samt (c) göra tillstånd beroende av granskning och godkännande av delstatliga och lokala myndigheters beredskapsplaner.

En varning

Under den tid kommissionen bedrivit sin undersökning har framlagts ett antal andra rapporter med rekommendationer för ökad säkerhet i kärnkraftverk. Vi känner allmänt till innebörden av dessa rekommendationer men vi har inte försökt att systematiskt analysera dem. I den mån andra organ har kommit till likartade slutsatser

och föreslagit likartade åtgärder, bör det förhållandet att flera grupper dragit samma slutsatser öka vikten av dessa slutsatser.

Men vi är allvarligt oroadade när det gäller några av de rapporter vi hittills har sett. Medan många föreslagna åtgärder förefaller fullt ändamålsenliga, angriper de inte vad vi anser vara det grundläggande problemet. Vi har hävdats att genomgripande ändringar krävs beträffande organisation, arbetsätt och, framförallt, människornas inställning. Inga tekniska knep löser detta grundläggande problem. Det har tidigare framförts många rekommendationer syftande till ökad säkerhet vid kärnkraftverk; rekommendationer som fått begränsat genomslag. Vad vi anser avgörande är huruvida de föreslagna förbättringarna genomförs av samma organisationer (oförändrade), med samma förfaranden och samma inställning som var förhärskande före olyckan. Så länge som föreslagna förbättringar genomförs i en anda av "vi kör som vanligt", kan de grundläggande förändringar som olyckan vid Three Mile Island gjort nödvändiga, inte förverkligas.

Vi anser att vi, inom ramen för vår mänskliga förmåga och med den tidsbegränsning som gällt, samvetsgrant fullgjort det uppdrag USA:s president givit oss. Vi har inte funnit någon magisk formel som garanterar att det inte i framtiden kan inträffa en ny svår olycka. Inte heller har vi kunnat utarbeta detaljerade ritningar för säkerhetsarbetet.

Våra rekommendationer kräver stora insatser av andra för att omsättas i effektiva planer.

Likväl har vi den känslan att våra iakttagelser och rekommendationer är av vital betydelse för kärnkraftens framtid. Vi är övertygade om att, såvida inte delar av industrin och dess tillsynsmyndighet undergår genomgripande förändringar, kommer de till slut att helt undergräva allmänhetens förtroende och följaktligen är det de som blir ansvariga för att kärnkraften inte överlever som användbar energikälla.

¹ Olika ledamöter av kommissionen har i särskilda yttranden förordat att nya driftstillstånd för kärnkraftverk inte skall få meddelas förrän de av kommissionen rekommenderade åtgärderna genomförts. Totalt förordar en majoritet av kommissionen någon form av sådant moratorium men eftersom man inte kunde samla majoritet kring hur det skulle utformas så föll frågan.

Statens offentliga utredningar 1979

Kronologisk förteckning

1. Utbyggt skydd mot höga vård- och läkemedelskostnader. S.
2. Naturmedel för injektion. S.
3. Regional laboratorieverksamhet. Jo.
4. Avskildhet och gemenskap inom kriminalvården. Ju.
5. Konsumentinflytande genom insyn? H.
6. Polisen. Ju.
7. Tandvården i början av 80-talet. S.
8. Löntagarna och kapitaltillväxten 1. Löntagarfonder – bakgrund och problemanalys. E.
9. Löntagarna och kapitaltillväxten 2. Den svenska förmögenhetsfördelningens utveckling. Löntagarfonder och aktiemarknadens introduktion. Internationella koncerner och löntagarfonder. E.
10. Löntagarna och kapitaltillväxten 3. Löner, lönsamhet och soliditet i svenska industriföretag. Vinstbegreppet. Den lokala lönebildningen och företagets vinster – en preliminär analys. E.
11. Löntagarna och kapitaltillväxten 4. Lantbrukskooperationen – ideologi och verklighet. E.
12. Svenska kyrkans gudstjänst. Band 4. Evangelieboken. Kn.
13. Konkurs och rätten att idka näring. Ju.
14. Naturvård och täktverksamhet. Jo.
15. Naturvård och täktverksamhet. Bilagor. Jo.
16. Ökad sysselsättning. Finansiella effekter i offentliga sektorn. A.
17. Kulturhistorisk bebyggelse – värd att vårda. U.
18. Museijärnvägar. U.
19. Jaktvårdsområden. Jo.
20. Anhöriga. S.
21. Plötslig och oväntad död – anhörigas sjuklighet och psykiska reaktioner. S.
22. Barn och döden. S.
23. Avgifter i staten – nuläge och utvecklingsmöjligheter. B.
24. Sysselsättningspolitik för arbete åt alla. A.
25. Nya namnregler. Ju.
26. Sjukvårdens inre organisation – en idépromemoria. S.
27. Sysselsättningspolitik för arbete åt alla. Bilagedel. A.
28. Barnolycksfall. S.
29. Lotterier och spel. H.
30. Lotterier och spel. Bilagor. H.
31. Bättre kontakter mellan enskilda och myndigheter. Kn.
32. Fastighetstaxering 81. B.
33. Fastighetstaxering 81. Bilagor. B.
34. Bilarna och luftföroreningarna. Jo.
35. Rationellare girohantering. E.
36. Konsumenttjänstlag. Ju.
37. Aktivt boende. Bo.
38. Lagerstöd. A.
39. Vattenkraft och miljö 4. Bo.
40. Malmer och metaller. I.
41. Barnen i framtiden. S.
42. Vår säkerhetspolitik. Fö.
43. Ren tur. Program för miljösäkra sjötransporter. Jo.
44. Ren tur. Program för miljösäkra sjötransporter. Bilagor 1–8. Jo.
45. Ren tur. Program för miljösäkra sjötransporter. Bilagor 9–13. Jo.
46. Koncernbegreppet m. m. Ju.
47. Dokumentation och statistik om högskoleutbildning. U.
48. Arbetstiderna inför 80-talet. A.
49. Grundlagsskyddad yttrandefrihet. Ju.
50. Huvudmannskapet för specialskolan. U.
51. Öst Ekonomiska Byrån. H.
52. Viltskador. Jo.
53. Nytt skördeskadeskydd. Jo.
54. Hushållning med mark och vatten 2. Del I. Överväganden. Bo.
55. Hushållning med mark och vatten 2. Del II. Bakgrundsbeskrivning. Bo.
56. Steg på väg... A.
57. Barnomsorg – behov, efterfrågan, planeringsunderlag. S.
58. Barnomsorg. Redovisning av särskilda undersökningar. S.
59. I livets slutskede. S.
60. Bidrag till folkrörelser. Kn.
61. Förynelse genom omprövning. B.
62. Kooperationen i Sverige. I.
63. Barnets rätt 2. Om föräldraansvar m. m. Ju.
64. Ny utlänningslag. A.
65. Ny plan- och bygglag. Del I. Bo.
66. Ny plan- och bygglag. Del II. Bo.
67. Svensk sjöfartspolitik. K.
68. De allmänna advokatbyråerna. Ju.
69. Nya vyer. Datorer och nya massmedier – hot eller löften. U.
70. Tandvård i fred för värnpliktiga. Fö.
71. Handläggningen av anmälningar mot polispersonal. Ju.
72. Rationalisering och ADB i statsförvaltningen. B.
73. Krigets lagar. Fö.
74. Serviceföretagen – vägar till utveckling. H.
75. Polisen i totalförsvaret. Ju.
76. Ny hemförsäljningslag. Ju.
77. Hemslöjd-kulturarbete, produktion, sysselsättning. I.
78. Mål och medel för hälso- och sjukvården. S.
79. Produktansvar 2. Produktansvarslag. Ju.
80. Prognoser och arbetsmarknadsstatistik för högskolan. U.
81. Fastighetstaxering –81. Industribyggnader. B.
82. Personell assistans för handikappade. U.
83. Om vi avvecklar kärnkraften. I.
84. Lekmän i försvaret. Fö.
85. Folkbildning för 80-talet. U.
86. Säker kärnkraft? I.

Statens offentliga utredningar 1979

Systematisk förteckning

Justitiedepartementet

Avskildhet och gemenskap inom kriminalvården. [4]
1975 års polisutredning. 1. Polisen. [6] 2. Polisen i totalförsvaret. [75]
Konkurs och rätten att idka näring. [13]
Nya namnregler. [25]
Konsumenttjänstlag. [36]
Koncernbegreppet m. m. [46]
Grundlagsskyddad yttrandefrihet. [49]
Barnets rätt 2. Om föräldrars ansvar m. m. [63]
De allmänna advokatbyråerna. [68]
Handläggningen av anmälningar mot polispersonal. [71]
Ny hemförsäljningslag. [76]
Produktansvar 2. Produktansvarslag. [79]

Försvarsdepartementet

Vår säkerhetspolitik. [42]
Tandvård i fred för värnpliktiga. [70]
Krigets lagar. [73]
Lekmän i försvaret. [84]

Socialdepartementet

Utbyggt skydd mot höga vård- och läkemedelskostnader. [1]
Naturmedel för injektion. [2]
Tandvården i början av 80-talet. [7]
Utredningen rörande vissa frågor beträffande sjukvård i livets slutskede. 1. Anhöriga. [20] 2. Plötslig och oväntad död – anhörigas sjuklighet och psykiska reaktioner. [21] 3. Barn och döden. [22] 4. I livets slutskede. [59]
Sjukvårdens inre organisation – en idépromemoria. [26]
Barnolycksfall. [28]
Barnen i framtiden. [41]
Planeringsgruppen för barnomsorg. 1. Barnomsorg – behov, efterfrågan, planeringsunderlag. [57] 2. Barnomsorg. Redovisning av särskilda undersökningar. [58]
Mål och medel för hälso- och sjukvården. [78]

Kommunikationsdepartementet

Svensk sjöfartspolitik. [67]

Ekonomidepartementet

Utredningen om löntagarna och kapitaltillväxten. 1. Löntagarna och kapitaltillväxten 1. Löntagarfonder-bakgrund och problemanalys. [8] 2. Löntagarna och kapitaltillväxten 2. Den svenska förmögenhetsfördelningens utveckling. Löntagarfonder och aktiemarknaden – en introduktion. Internationella koncerner och löntagarfonder. [9] 3. Löntagarna och kapitaltillväxten 3. Löner, lönsamhet och soliditet i svenska industriföretag. Vinstbegreppet. Den lokala lönebildningen och företagets vinster – en preliminär analys. [10] 4. Löntagarna och kapitaltillväxten 4. Lantbrukskooperationen – ideologi och verklighet. [11]
Rationellare girohantering. [35]

Budgetdepartementet

Avgifter i staten – nuläge och utvecklingsmöjligheter. [23]
1976 års fastighetstaxeringskommitté. 1. Fastighetstaxering 81. [32] 2. Fastighetstaxering 81. Bilagor. [33] 3. Fastighetstaxering -81. Industribyggnader. [81]
Förnyelse genom omprövning. [61]
Rationaliseringar och ADB i statsförvaltningen. [72]

Utbildningsdepartementet

Kulturhistorisk bebyggelse – värd att värda. [17]
Museijärnvägar. [18]
Utredningen om studiedokumentation och statistik för högskolan. 1. Dokumentation och statistik om högskoleutbildning. [47] 2. Prognoser och arbetsmarknadsstatistik för högskolan. [80]
Integrationsutredningen. 1. Huvudmannskapet för specialskolan. [50] 2. Personell assistans för handikappade. [82]
Nya vyer. Datorer och nya massmedier – hot eller löfte. [69]
Folkbildning för 80-talet. [85]

Jordbruksdepartementet

Regional laboratorieverksamhet. [3]
Naturvårdskommittén. 1. Naturvård och täktverksamhet. [14] 2. Naturvård och täktverksamhet. Bilagor. [15]
Jakt- och viltvårdsberedningen. 1. Jaktvårdsområden. [19] 2. Vilt-skador. [52]
Bilarna och luftföreningarna. [34]
Miljörisker vid sjötransporter. 1. Ren tur. Program för miljösäkra sjötransporter. [43] 2. Ren tur. Program för miljösäkra sjötransporter. Bilagor 1–8. [44] 3. Ren tur. Program för miljösäkra sjötransporter. Bilagor 9–13. [45]
Nytt skörde-skadeskydd. [53]

Handelsdepartementet

Konsumentinflytande genom insyn? [5]
Lotteriutredningen. 1. Lotterier och spel. [29] 2. Lotterier och spel. Bilagor. [30]
Öst Ekonomiska Byrån. [51]
Serviceföretagen – vägar till utveckling. [74]

Arbetsmarknadsdepartementet

Sysselsättningsutredningen. 1. Ökad sysselsättning. Finansiella effekter i offentliga sektorn. [16] 2. Sysselsättningspolitik för arbete åt alla. [24] 3. Sysselsättningspolitik för arbete åt alla. Bilagedel. [27]
Lagerstöd. [38]
Arbetsstiderna inför 80-talet. [48]
Steg på väg... [56]
Ny utlänningslag. [64]

Bostadsdepartementet

Aktivt boende. [37]
Vattenkraft och miljö 4. [39]
Hushållning med mark och vatten 2. Del I. Överväganden. [54]
Hushållning med mark och vatten 2. Del II. Bakgrundsbeskrivning. [55]
PBL-utredningen. 1. Ny plan- och bygglag. Del I. [65] 2. Ny plan- och bygglag. Del II. [66]

Industridepartementet

Malmer och metaller. [40]
Kooperationen i Sverige. [62]
Hemslöjd-kulturarbete, produktion, sysselsättning. [77]
Om vi avvecklar kärnkraften. [83]
Säker kärnkraft? [86]

Kommundepartementet

Svenska kyrkans gudstjänst. Band 4. Evangelieboken. [12]
Bättre kontakter mellan enskilda och myndigheter. [31]
Bidrag till folkrörelser. [60]

KUNGL. BIBL.

1980-01-01

STOCKH. 1





LiberFörlag
Allmänna Förlaget

KUNGL. BIBL.
1980-01-01
STOCKHOLM

ISBN 91-38-05237-7
ISSN 0375-250X