



APRI
Accident Phenomena of Risk Importance
Slutrappport

Redaktion:

Wiktor Frid
Lennart Hammar
Erik Söderman

December 1996

ISSN 1104-1374
ISRN SKI-R--96/21--SE

28-10

8

SKi

STATENS KÄRNKRAFTINSPEKTION
Swedish Nuclear Power Inspectorate

SKI Rapport 96:21

APRI
Accident Phenomena of Risk Importance
Slutrapport

Redaktion:

Wiktor Frid ¹
Lennart Hammar ²
Erik Söderman ²

¹ SKI, 106 58 Stockholm

² ES-konsult, Box 12049, 102 22 Stockholm

December 1996

Denna rapport har gjorts på uppdrag av Statens kärnkraftinspektion, SKI.
Slutsatser och åsikter som framförs i rapporten är författarnas egna
och behöver inte nödvändigtvis sammanfalla med SKIs.

Innehållsförteckning

1 INLEDNING	3
1.1 MÅLSÄTTNING	3
1.2 ORGANISATION OCH ARBETSFORMER.....	3
1.2.1 Metodgruppen	4
1.2.2 Arbetsgruppen för Uppföljning av CSARP	4
1.2.3 Arbetsgruppen för Återflödningsstudier.....	4
1.2.4 Arbetsgruppen för Inneslutningsfrågor.....	4
1.2.5 Erfarenhetsutbyte med GRS.....	5
1.3 RAPPORTERING	5
2 STATUS HOS EXPERIMENTPROGRAM OCH KODER AV BETYDELSE FÖR APRI.....	6
2.1 CSARP- NRC:S FORSKNINGSPROGRAM OM SVÅRA HAVERIER	6
2.1.1 Haveriförlopp i reaktortanken	6
2.1.2 Haveriförlopp i inneslutningen.....	10
2.1.3 Koder för haverianalys.....	11
2.2 ACE - ADVANCED CONTAINMENT EXPERIMENTS	12
2.3 KTH:S EXPERIMENTPROGRAM INOM SVÅRA HAVERIER	13
2.4 KODER SOM ANVÄNTS I APRI-ARBETET.....	14
2.4.1 MAAP 4.....	14
2.4.2 APRIL.....	17
3 VIKTIGA FENOMEN - KUNSKAPSLÄGE OCH UTREDNINGAR GJORDA INOM APRI.....	18
3.1 SMÄLTFÖRLOPP I REAKTORTANKEN	18
3.1.1 Återflödning av en delvis skadad hård.....	18
3.1.2 Degelbildning.....	21
3.1.3 Tankgenomsältningsförlopp	22
3.1.4 Återkriticitetsrisken	24
3.2 INNESLUTNINGSFÖRLOPP	25
4 METODIK FÖR ANALYS AV RISKER FÖR SVÅRA HAVERIER.....	27
4.1.1 Identifiering av nyckelfenomen	27
4.1.2 Fenomentråd.....	28
5 RISKANALYSER GJORDA INOM APRI	30
5.1 FÖRUTSÄTTNINGAR FÖR ÅTERFLÖDNING AV SKADAD HÄRD	30
5.1.1 Forsmark 3.....	30
5.1.2 Barsebäck 1/2.....	31
5.1.3 Ringhals 3/4.....	31
5.1.4 Slutsatser om återflödning	31
5.2 TANKGENOMSMÄLTNING	31
5.3 FENOMEN I PWR	32
5.4 KVANTIFIERING AV INNESLUTNINGSFENOMEN	33
6 APRI-PROJEKTETS SLUTSATSER.....	34
7 REFERENSER.....	36

1 INLEDNING

APRI-projektet startade 1992 som en uppföljning av HAFOS-projektet. Parter i samarbetet var från början SKI och de svenska kraftföretagen. 1993 anslöt sig också det finska kraftföretaget TVO till samarbetsavtalet. Projektet har syftat till att arbeta vidare med de fenomenologiska frågorna i svåra haverier och koncentrera insatserna på de riskdominerande frågorna.

Arbetet har bedrivits inom olika delprojekt. De flesta redovisas i separata slutrapporter, medan denna rapport sammanfattar helheten samtidigt som den utgör slutrapport för projektets metodgrupp, som haft till uppgift att sammanställa alla resultaten i en struktur användbar i framtida PSA-analyser på nivå 2. Metodgruppen har för övrigt särskilt studerat haveriförloppen i reaktortryckkärlet och reaktorns primärsystem.

1.1 Målsättning

Från projektbeskrivningen /ref 1/ kan noteras att samarbetet skulle inriktas på **fenomenologiska frågor av riskdominerande betydelse** och på att knyta samman dessa med pågående **PSA nivå 2-analyser**. Målsättningarna var:

- att anpassa kunskapsunderlag för och medverka i probabilistisk värdering av fenomen i samband med svåra haverier och PSA nivå 2-studier;
- att understödja experiment för verifiering och utveckling av MAAP och andra beräkningsverktyg. Denna verksamhet skulle inriktas på ur risksynpunkt signifikanta fenomen och haverisekvenser;
- att utarbeta sådant kunskapsunderlag som erfordras för vidareutveckling av haverihanteringsmetoder.

APRI-projektet har inte - som de tidigare RAMA- och HAFOS-projekten - gått närmare in på haverihanteringsfrågorna. Dessa frågor har i stället hanterats vid sidan av men i samverkan med APRI och avstämning har bland annat skett i form av gemensamma seminarier. Ett sådant hölls i februari 1994 i Åre och ett slutseminarium för projektet hölls i maj 1995 i Sigtuna.

Inom APRI har inte heller s.k. bypass-sekvenser behandlats, d v s oisolerade yttre brott som medför att haverifiltren förbypasseras och utsläppet endast begränsas av aerosolavskiljning längs utsläppsvägarna.

1.2 Organisation och arbetsformer

APRI-projektet har bedrivits under tiden 1992 - 94 med en insats från parternas sida av 8 Mkr och 6 manår. Av kostnaderna har SKI svarat för nära 60% medan kraftföretagen har svarat för 5/6 av nämnda arbetsinsats.

Projektet har varit underställt en styrgrupp bestående av representanter för SKI och de deltagande kraftföretagen, med följande sammansättning:

Gustaf Löwenhielm, Vattenfall, ordförande
Oddbjörn Sandervåg, SKI
Mauritz Gärdinge, OKG
Göran Larsson, Sydkraft Konsult
Seppo Koski, TVO
Erik Söderman, ES-KONSULT, projektledare

ABB Atom har svarat för huvuddelen av från projektet utlagda uppdrag genom att ha medverkat i flera av APRIs delprojekt. Institutionen för kärnkraftsäkerhet vid KTH har vidare medverkat i betydande omfattning.

Projektet har drivits i delprojekt med i det följande nämnda arbetsgrupper, se figur 1.

1.2.1 Metodgruppen

Metodgruppen har haft till uppgift att identifiera riskdominerande fenomen och svara för samordningen mellan PSA- och fenomenfrågorna. Den har särskilt studerat fenomenen och förloppen vid tankgenomsmältning. Peter Jacobsson från Sydkraft Konsult har varit delprojektledare.

1.2.2 Arbetsgruppen för Uppföljning av CSARP

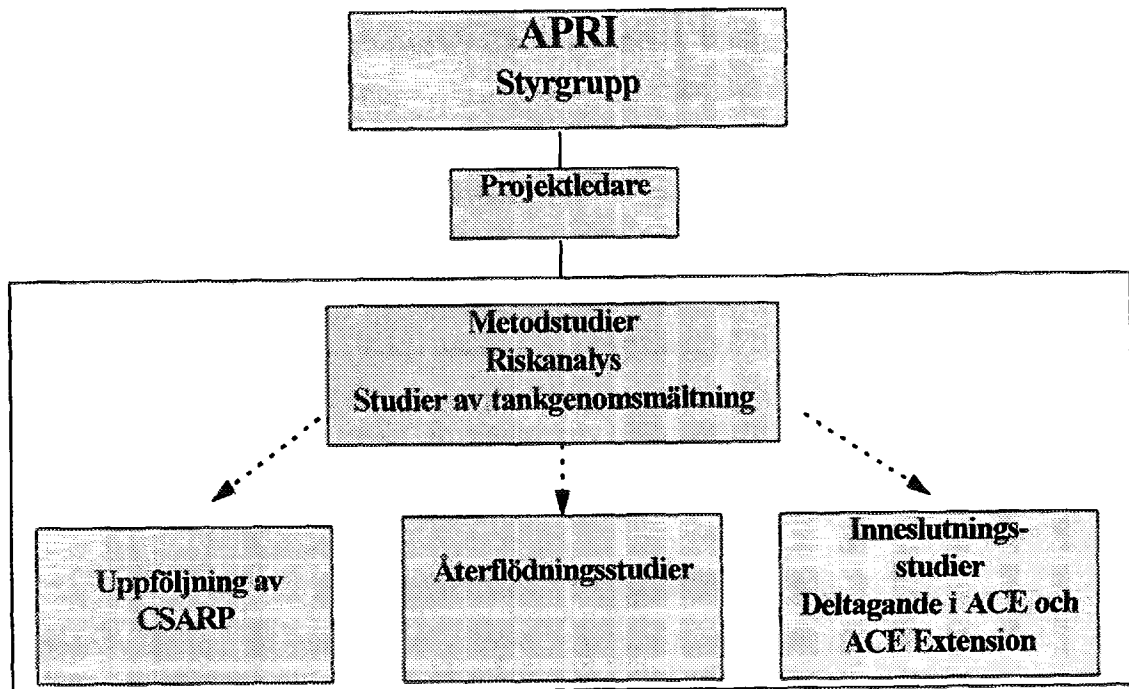
Uppföljningen av NRCs internationella forskningsprogram, Cooperative Severe Accident Research Program, har skett inom APRI-projektet under den tid detta pågått. Genom deltagande i programmet har vi tillgång till alla resultat som framkommer och framför allt till uppdateringar av de kodpaket som utvecklas, t ex MELCOR, CONTAIN och SCDAP/RELAP5. Wiktor Frid från SKI tillsammans med Veine Gustavsson från Vattenfall har svarat för bevakningen.

1.2.3 Arbetsgruppen för Återflödningsstudier

Återflödningsstudierna med användning av datorkoden MAAP har bedrivits inom en särskild grupp under ledning av Ferenc Müller, Vattenfall Energisystem, numera ES-konsult. Inom gruppen har också gjorts värdering av återkriticitetsriskerna och verifiering av MAAP 4.

1.2.4 Arbetsgruppen för Inneslutningsfrågor

Inneslutningsfrågorna har bedrivits dels genom deltagande i ACE-projektet, där Gustaf Löwenhielm, Vattenfall, har medverkat i såväl Project Board som Technical Advisory Committee, dels genom egna projekt inom områdena fragmentering och kylbarhet samt ångexplosioner, som sammanhållits av Wiktor Frid, SKI. KTH under ledning av professor Raj Sehgal har gjort en sammanvägd utvärdering av inneslutningsfrågorna.



Figur 1: APRI-projektets organisation

1.2.5 Erfarenhetsutbyte med GRS

APRI har även haft kontakt och erfarenhetsutbyte med GRS, Gesellschaft für Reaktorsicherheit, i Tyskland. Detta har skett i form av ett seminarium i Berlin sommaren 1994 och ett i Stockholm hösten 1995. Vid det första diskuterades metoder och beräkningsverktyg. Tyskarna arbetar med samma frågeställningar, men har en tidsplan som sträcker sig fram till 1997.

1.3 Rapportering

Inom de olika delprojekten har ett stort antal rapporter lagts fram. De ingår som referenser till denna rapport.

Sammanfattningsrapporter har också skrivits för delprojekten 'Återflödning' /ref 13/, 'CSARP' /ref 2/. Beträffande inneslutningsfrågorna hänvisas till referenser i följande text.

2 STATUS HOS EXPERIMENTPROGRAM OCH KODER AV BETYDELSE FÖR APRI

2.1 CSARP- NRC:s forskningsprogram om svåra haverier

CSARP (Cooperative Severe Accident Research Programme) är NRC:s forskningsprogram om svåra haverier. Uppföljning av CSARP har varit ett delprojekt inom APRI. Många länder deltar i CSARP-projektet och vi har därigenom också fått information om pågående forskningsprojekt också i bl a Tyskland, Frankrike och Japan.

I det följande ges en kort sammanfattning av status hos CSARP-programmet av betydelse för APRIs arbete, dels vad gäller de experimentprogram som bedrivits av CSARP inom de båda huvudområdena förlopp i reaktortanken och inneslutningsfenomen, och dels vad gäller kodutvecklingen. En fylligare redogörelse ges i /ref 2/.

2.1.1 Haveriförlopp i reaktortanken

De förlopp i reaktortanken som har största betydelsen för konsekvenserna vid ett svårt haveri är nedsmältning av den skadade härden, vätgasbildning under återflödning av skadad härd, degelbildning samt relokering av smälta till nedre plenum och tankgenomsmältning.

Förståelsen av den tidiga fasen av smältförloppet är ganska god. En av de största återstående osäkerheterna på detta område är vätgasbildningen under återflödning av den skadade härden. Denna studeras bland annat av KfK i Tyskland i de s k CORA-experimenten.

Återflödningen av ett PWR-bränsleelement tidigt under smältförloppet och vid snabb kylning har sålunda studerats i försöket CORA-13. Resultaten från detta försök har också använts för att pröva olika beräkningskoder mot de experimentella resultaten i ett internationellt s.k. standardproblem (CSNI ISP nr 31). Koderna beskrev förloppen rätt väl fram till dess att oxidationen av bränslekapslingen började ta verklig fart och temperaturen därför började stiga kraftigt. Vätgasutvecklingen i det tidigare skedet underskattades och överskattades sedan i det senare skedet före den återflödning av bränslet med vatten som till sist gjordes. Vätgasutvecklingen vid återflödningen var större än någon kod predikterade.

För närvarande koncentreras forskningen till den sena fasen av smältförloppet. De frågor som är mest aktuella är följande:

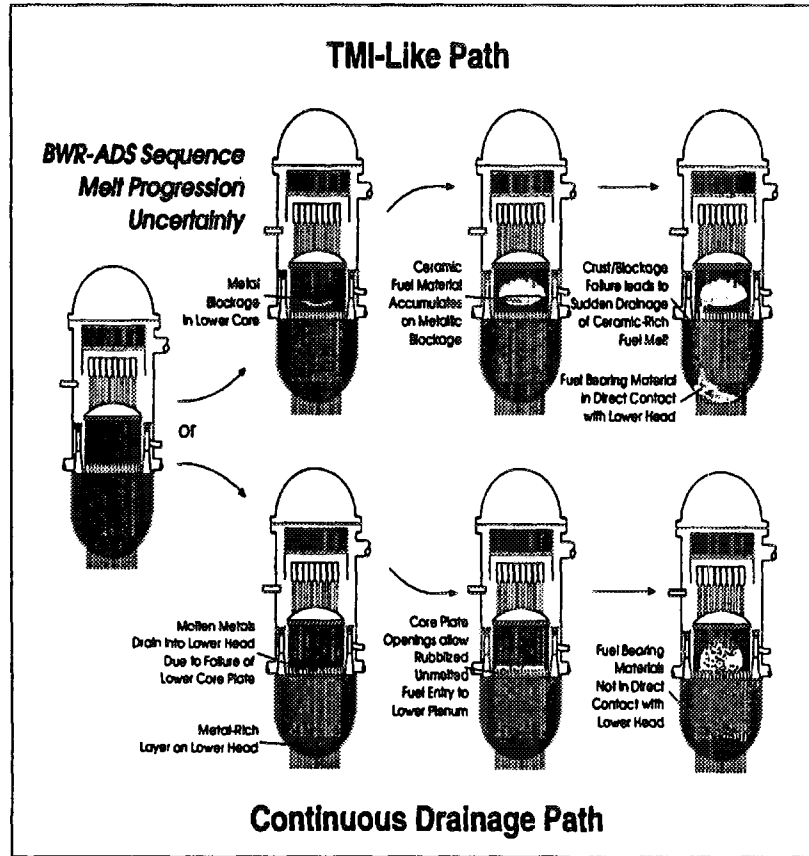
- Bildning av degel och dess sammansättning.
- Genomsmältning eller bristning av degeln.
- Relokering av smälta till tankbotten.
- Tankgenomsmältning

Omfördelning av metallisk smälta till nedre härdregionen och patronuppställningsplattan i BWR efter automatisk trycknedtagning studeras experimentellt vid Sandia. Två möjligheter finns, som illustreras i Figur 2, från /ref. 3/. I det ena fallet (liknar förloppet i TMI 2) bildas först en metallisk degel i härden och ovanpå denna en i huvudsak oxidisk smältpöl. När degeln brister omfördelas smälta mot tankbotten och genomföringarna kan då angripas. I det andra fallet rinner metallisk smälta direkt ner och bildar en metallisk krusta på tankbotten. Ytterligare härdrester samlas på denna krusta som kan förhindra angrepp på genomföringarna i tankbotten. Däremot finns risk för krypbrott om större mängder smälta samlas ovanpå krustan och inte kan kylas.

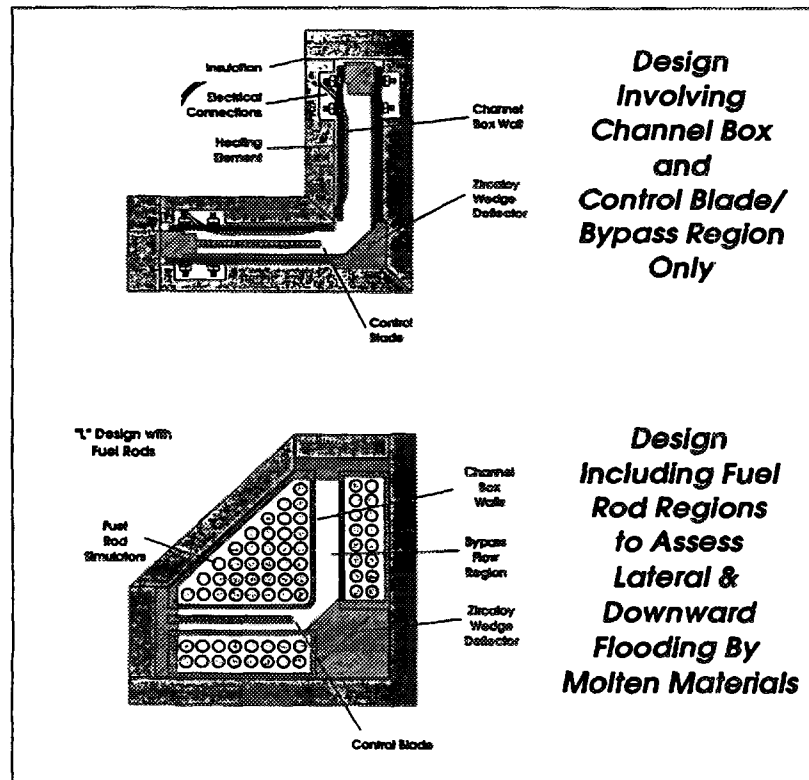
Bränslegeometrin i de experimentserier som kallas XR1-1 och XR1-2 visas i Figur 3, /ref. 3/. Experimenten genomförs med prototypiskt material. Den senare delen av smältförloppet studeras även vid Sandia i MP-tester (MP=Melt Progression).

Förloppet vid nedsmältning av överhettat bränsle undersöktes i försök (FLHT, Full Length High Temperature) vid den kanadensiska NRU-reaktorn vid AECL's forskningsstation i Chalk River, där bränsleknippen med full längd kunde testas med nukleär upphettning. Bränslet visade sig vid dessa försök smälta och försvinna ("relokteras") från ett område som omfattade 2 meter av bränsleknippets längd. Det observerades att bränsleknippen där bränslet hade viss utbränning, från att tidigare ha använts i en reaktor, betedde sig mycket olikt färskt bränsle genom att under förloppet svälla upp kraftigt och bli mycket poröst. Orsaken antogs vara smältning längs uranoxidens korngränser genom inverkan av zirkonium från bränslets kapsling och av de större mängderna fissionsprodukter. Svällningen var mindre omfattande i områden där kapslingen från början var starkt oxiderad innan den började smälta.

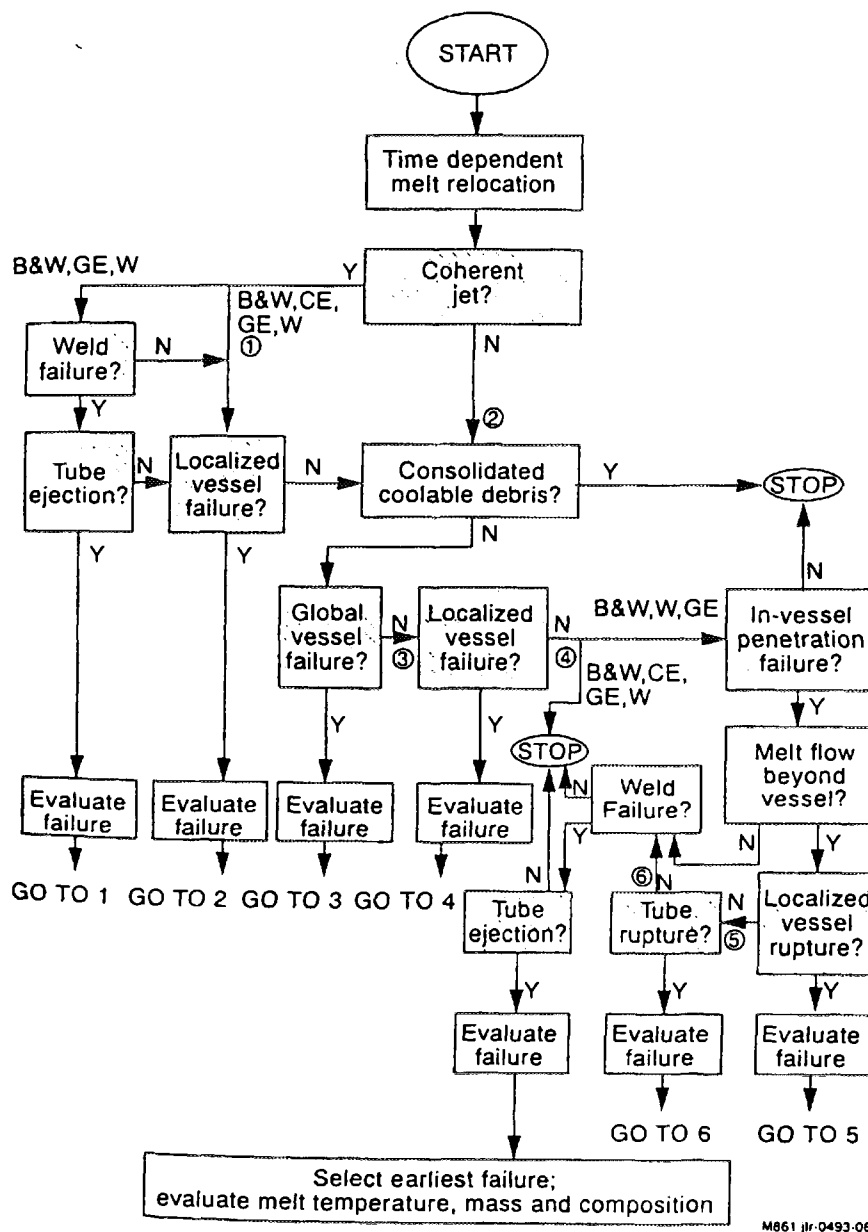
Fortfarande råder osäkerhet om hur smältan i BWR efter trycknedtagning omfördelas mot tankbotten. Osäkerheten ligger dels i själva degelbildningen, som ifrågasätts vid smältförlopp då härden är helt torrlagd, dels i hur den eventuellt bildade degeln bryter.



Figur 2: Olika tänkbara smältförlopp, Sandia



Figur 3: Sandias experiment XR Serie 1 och 2



Figur 4: Analyslogik i NUREG/CR-5642

Tankgenomsältning har studerats i ett omfattande forskningsprojekt vid INEL (Idaho National Engineering Laboratory), /ref. 4/. I denna studie använder man en analysstruktur enligt Figur 4 och definierar fyra typer av tankgenomsältning: bristning av genomföring, utskjutning av genomföring, globalt krypbrott och lokalt krypbrott.

Från dessa analyser pekar resultaten på att för både PWR och BWR skulle genomsmältning vid genomföringar dominera vid låga reaktortryck, medan global genomsmältning dominerar vid höga reaktortryck.

Man framhåller emellertid att osäkerheterna är stora. Bland de frågor som undersöks vidare är materialegenskaperna vid de höga temperaturer som gäller, smältans sammansättning och eventuell termiskt driven cirkulation i den smältpöl som kan finnas i nedre plenum. Också en eventuell förekomst av vattenfilm mellan bottengaveln

och krustan i nedre plenum kan ha avgörande betydelse, se vidare avsnitt 2.4.1 och 3.1.3.

2.1.2 Haveriförlopp i inneslutningen

De haveriförlopp, i inneslutningen av betydelse för dess integritet under ett svårt haveri, som har ingått i CSARP, är Direct Containment Heating (DCH), vätgasbränder och -explosioner, ångexplosioner och smältans kylbarhet i inneslutningen.

Direct Containment Heating, DCH

Med DCH avses förlopp vid genomsmältning av reaktortanken som kan leda till mycket snabb uppvärmning av inneslutningsatmosfären och fara för övertryckning av inneslutningen. Dessa förlopp har studerats mycket inom CSARP /ref 2/.

DCH kan uppstå genom att reaktortanken genomsmälts under så högt tryck att den utströmmande, heta smältan finfördelas i inneslutningen. Smältdropparnas termiska energi (0,94kJ/g vid 2000 °C) överförs då momentant till atmosfären i inneslutningen samtidigt som kemisk energi frigörs mycket snabbt genom att zirkoniet i smältdropparna oxideras av inneslutningsatmosfären (6,4 kJ/g Zr). Samtidigt sker en snabb tryckökning både genom åtföljande temperaturökningen och genom att vätgas bildas, med ytterligare risker för vätgasbränder och -explosioner detta medför.

Genom att BWR-inneslutningarna är inertiserade, vilket minskar värmeutvecklingen vid smältans reaktioner med inneslutningsatmosfären, och genom att nedtagningen av trycket i primärsystemet för att undvika risk för DCH anses mindre väl säkerställd vid PWR än vid BWR, har DCH ansetts representera en större risk för PWR än för BWR.

Efter omfattande experimentella undersökningar och utveckling av modeller baserade på resultat från dessa som givit möjlighet att beräkna förutsättningarna för och konsekvenserna av DCH anses numera inom CSARP riskbidraget från DCH, vad gäller tidiga inneslutningsbrott, vara relativt obetydligt. Frågan är sålunda på väg att avföras från NRCs lista över ej avgjorda säkerhetsfrågor.

Vätgasfrågan

I denna fråga har forskningen under de senaste åren alltmer koncentrerats till undersökning av vätgasbränder vid höga temperaturer och detonationer. En stor del av denna forskning bedrivs vid Kurchatov-institutet i Ryssland och vid BNL (Brookhaven Nat. Lab.) i USA. Det är för tidigt att dra slutsatser från dessa arbeten för våra reaktorer.

Under CSARP-mötet 1994 presenterade Sandia några intressanta resultat från experiment om explosionsriskerna. Ett av dessa /ref 5/ visade att sprinkling i inneslutningen ger en mycket effektiv homogenisering av inneslutningsatmosfären som minskar risken för att den lokalt får explosiv sammansättning.

Ett annat resultat från dessa experiment var att maxtrycket blir ungefär lika vid förbränning av homogen och stratifierad gasblandning.

Ångexplosioner

Ångexplosioner i reaktortanken betraktas numera allmänt som en obetydlig risk. Där emot har risken för ångexplosioner i inneslutningen fortsatt att tilldra sig uppmärksamhet internationellt, under senare år i ökande grad. För svenska förhållanden är frågan av särskilt intresse genom den valda strategin för haverihantering, som bygger på att fånga upp härdsmläta som bryter genom reaktortanken i vatten.

Under de senaste åren har ett antal modeller utvecklats, främst den tvådimensionella IFCI (Integrated Fuel Coolant Interaction), för beräkning av belastningen på inneslutningen på grund av ångexplosion. IFCI-modellen bygger på resultat från ett stort antal experiment.

Stora osäkerheter kvarstår emellertid på flera punkter vad gäller risken för ångexplosioner efter genomsmältning av reaktortanken både avseende smältans egenskaper vid genomsmältningen av reaktortanken och beträffande smältans fragmentering i vattnet, och initieringen av ångexplosioner. Se vidare avsnitt 3.2 och 5.4.

Smältans kylbarhet

Vid Sandia har på uppdrag från NRC genomförts kylbarhetsexperiment betecknade WETCOR, ref /2/. Geometrin var cylindrisk och vatten tillfördes uppifrån till en elektriskt uppvärmd termitsmälta. Syftet med experimentet WETCOR-1 var att undersöka smältans kylbarhet av ovanpåliggande vatten och inverkan av krusta på smältan. Resultaten visade att porös krusta bildades snabbt - efter någon minut - efter tillförsel av vatten, samt att betongangrepp och gasbildning fortsatte och smältans temperatur sakta minskade efter vattentillförseln.

Den forskning om smältans kylbarhet i inneslutningen som bedrivs inom projekten ACE och ACEX och presenteras i det följande har presenterats och diskuterats inom CSARP. Detta gäller även experiment gällande smältans fragmentering och kylbarhet i reaktortanken och i inneslutningen som pågår vid experimentfaciliteten FARO vid ISPRA.

Det krävs ytterligare forskning kring smältas kylbarhet, i första hand utvärdering av redan utförda experiment och ytterligare modellutveckling, för att det skall vara möjligt att dra några säkrare slutsatser om kylbarhetsfrågorna vid svåra reaktorhaverier.

2.1.3 Koder för haverianalys

Utveckling och validering av NRCs koder för analys av svåra haverier har drivits med stora och prioriterade insatser. Särskilt gäller detta SCDAP/RELAP5, för mekanistisk modellering¹ av haveriförlopp i primärsystemet, MELCOR, för integrerad analys av haveriförlopp i primärsystem och inneslutning samt CONTAIN, för mekanistisk analys av haveriförlopp i inneslutningen. De nämnda koderna har också kommit till användning i Sverige och i det nordiska kärnsäkerhetsprogrammet (NKS). BWR-modellerna i SCDAP/RELAP5 har bl.a. förbättrats och arbete pågår med att utveckla modelleringen av återflödning, förloppen i nedre plenum och genomsmältning av reaktortanken.

MELCOR har blivit ett viktigt analysverktyg för integrerad haverianalys (dvs analys som omfattar förloppen i primärsystemet och i inneslutningen med deras kopplingar) och används i flera länder. CONTAIN har vidareutvecklats bl.a. vad gäller modelleringen av direkt uppvärmning av inneslutningsatmosfären vid högtrycksgenomsmältning (DCH), vätgasförbränning och kemiska reaktioner i inneslutningen, t.ex. jodens kemiska beteende.

De nämnda koderna har genomgått "peer review".

Till koder som utvecklats inom CSARP, men tills vidare inte fått användning i Sverige, hör VICTORIA, för analys av fissionsprodukternas frigörelse från bränslet och

¹ Mekanistisk modellering: modellering som i största utsträckning är baserad på fysikaliska lagar och kända naturkonstanter och så lite som möjligt på ansatta korrelationer med villkorliga konstanter.

transport i primärsystemet, och IFCI, för analys av växelverkan mellan smälta och vatten, inklusive ångexplosioner.

2.2 ACE - Advanced Containment Experiments

ACE-projektet har pågått sedan 1988 och består av fyra delprojekt:

Fas A:	Filterexperiment
Fas B:	Jodexperiment
Fas C:	Smälta-betong-reaktioner
Fas D:	Smältans kylbarhet

ABB-Atom deltog från början i dessa experiment på grund av det intresse filterexperimenten hade i samband med den av ABB utvecklade skrubbern för filtrerad inneslutningsventilering, MVSS. Deltagandet från svensk sida utvidgades från 1990 när fas D med studier av härdsmlätas kylbarhet tillkom (även kallad MACE-projektet).

Intresset från svensk sida gäller främst smältans kylbarhet. Faserna A, B och C är helt avslutade projekt och det enda som återstår är ett experiment i fas D.

Filterexperimenten (fas A) var i stort sett helt avslutade, när APRI påbörjades. Det viktiga resultatet för Sveriges del var att de filtertyper som Sverige har, FILTERA och MVSS-skrubber, som testades i programmet visade sig uppfylla förväntade avskiljningskrav för representativa aerosoler av vattenlöslig (CsI, CsOH) och icke vattenlöslig typ (MnO) /ref 45/.

I **jodexperimenten** (fas B) studerades hur strålning, vattenkemi, förekomst av organiska ämnen i form av målade ytor etc påverkar jodens kemi och flyktighet, som är av betydelse för utsläppet av jodisotoper vid hårdhaverier. Viktiga resultat var att högt pH i inneslutningens vattensamlingar starkt bidrar till att binda joden i dessa. Man fann också att elementär jod och vätejodid binds starkt till fuktdroppar och på så sätt, trots sin flyktighet, bildar aerosoler i fuktig atmosfär /ref 46/

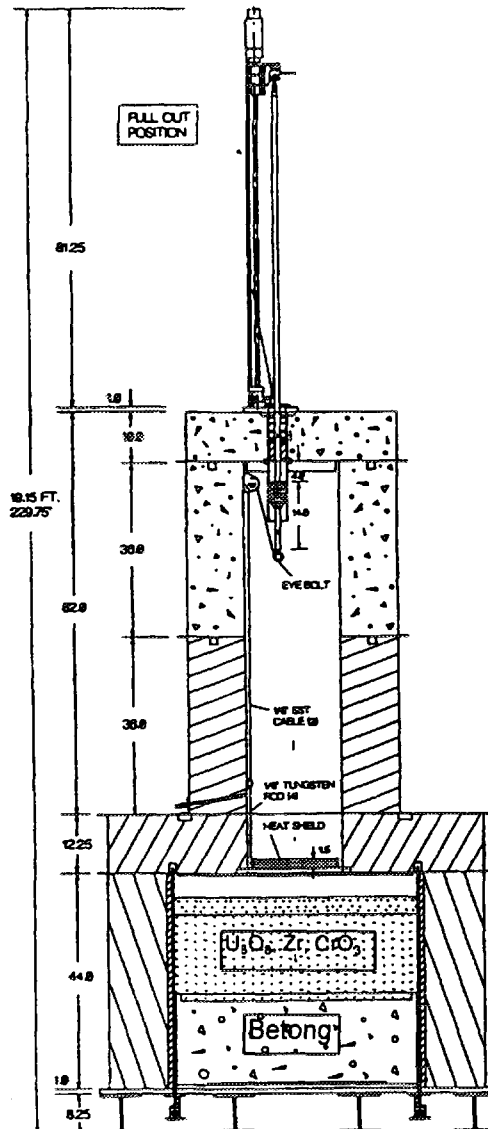
I **smälta-betong-experimenten** (fas C) visades att mängden radioaktiva ämnen som frigörs från smältan är långt mindre (faktor 10-100) i betong av den typ med hög sili-kathalt som används i Europa och Sverige, jämfört med betong baserad på kalksten (kalciumkarbonat) och sand som används i USA /ref 47/.

I experimenten avseende **smältans kylbarhet** med vatten som tillförs ovanifrån har hittills endast genomförts ett förförsök (M0, där smältans yta var 30x30 cm) och ett verkligt experiment (M1b 50x50 cm). Övriga experiment misslyckades, ett (M1) på grund av felaktig upphettningmetod och ett annat (M2) på grund av att sidoväggen smältes genom. Man beslöt då att göra nästa experiment (M3) i så stor skala som möjligt, vilket efter en del överväganden kom att betyda 120x120 cm, Figur 5. Försöket genomfördes efter fördröjningar och mycket noggranna förberedelser i mars 1995 men misslyckades ändå och fick avbrytas innan vatten hade tillförts. Orsaken var utveckling av ej kondenserbara gaser, som ledde till för högt tryck i experimenttriggen. Det beslöts att upprepa experimentet i slutet av 1996.

Resultaten hittills ger givetvis en för smal databas för att dra definitiva slutsatser. Smältan var inte var kylbar i experimentet M0 men modellskalan var mycket liten (30x30 cm) och den simulerade resteffekten i smältan tre gånger större än vad som skulle kunna vara representativt. I experimentet M1b angavs smältan vara "partiellt kylbar", dvs smältans temperatur var så låg (1700°K) och dess erosionseffekt så låg att den kunde anses ha upphört. Det bör också påpekas att både test M1b och M3 utfördes med amerikansk kalkstensbetong (limestone concrete) och behov finns att

också genomföra experiment med europeisk kiselrik betong. Det finns förslag till sådana fortsatta experiment.

Det är alltså ganska klart att det är en alltför tidig slutsats som dras i en rapport av Levy /ref 6/, att hittills utförda experiment (MACE, SURC) visar att vattentäckt smälta är kylbar genom att vattnet så småningom tar sig genom krustan och bryter upp den genom att förångas.



Figur 5: MACE- experimentet vid ANL 1,2x1,2 m

ACE-projektet har senare utvidgats med projektet ACE Extension (ACEX) som syftar till utveckling av datormodeller för de fenomen, som ACE-projekten har studerat. APRI har även deltagit i ACEX. Även småskaliga experiment planeras. Hittills har arbetet endast kommit igång motsvarande faserna A och B i ACE-projektet medan offertförfrågan pågår för fas C. Inga resultat har presenterats hittills.

2.3 KTH:s experimentprogram inom svåra haverier

Ett omfattande forskningsprogram pågår inom Institutionen för Kärnkraftsäkerhet vid KTH för att studera förloppen vid svåra reaktorhaverier från en eventuellt inträffad genomsmältning med hänsyn till den fara de kan innebära för inneslutningens integritet. Experimentprogrammet koncentreras på följande fenomen och förlopp:

- Ablation (förstoring genom smältning) av öppningen i tankbotten genom inverkan av den utströmmande smältan.
- Fragmentering av smältstrålen då denna passerar genom vattenvolymen under reaktortanken då detta utrymme är vattenfyllt.
- Bildandet av smältbädd i botten av inneslutningen med eller utan vatten.
- Långtidförloppet i smältbädden.

Dessa förlopp spelar en avgörande roll i viktiga men ännu inte helt klarlagda frågor om bl.a. möjligheten av ångexplosioner i inneslutningen och om kylbarheten hos härdsmläta som kommer ut i inneslutningen /ref 7/.

Experiment utgör kärnan i KTHs forskningsprogram eftersom det främst är bristen på data som begränsar tillförlitligheten i de analytiska metoderna för prediktering av haveriförlopp. I programmet utnyttjas skalningsmetoder som bl.a. gör det möjligt att i experimenten i huvudsak använda andra material - bl.a. ofarligare att hantera, smältbara vid lägre temperaturer och lättare tillgängliga - än de som förekommer i en verklig härdsmläta. Ett större antal olika försök kan på det sättet göras till betydligt lägre kostnad.

Skalningen bygger på teoretisk modellering av det undersökta systemet så att de experimentella resultaten kan tolkas med hänsyn till skillnader som kan finnas mellan de betingelser som råder vid experimenten och de verkliga betingelser som experimenten skall belysa. Det kan t.ex. gälla skillnader i storleksskala, temperatur, viskositet eller andra materialegenskaper. Att skalningen och därmed tolkningen blir riktig kan sedan kontrolleras med enstaka försök (ofta kallade integrala försök) vid de verkliga betingelserna.

I förberedande experiment gällande ablation har sålunda en oxidblandning av PbO och B₂O₃ (80/20 viktsprocent) använts för att simulera härdsmläta, /ref. 8/. Detta material har en smältpunkt av ca 600 °C och låg viskositet i smält fas som ökar med minskande temperatur, vilket även är karakteristiskt för härdsmläta. Även andra tänkbara material för att simulera härdsmläta har prövats (t ex ren PbO som visat goda egenskaper i tester rörande smältans fragmentering i vatten). Vidare har nya materialblandningar identifierats för att få fram data gällande inverkan av materialegenskaperna på förlopp under ett svårt haveri. Materialtester och förberedande experiment rörande växelverkan mellan smälta, strukturer och vatten har utförts vid Institutionen för Metallgjutning vid KTH. Uppbyggnad av ett laboratorium speciellt avsett för KTHs program om svåra haverier pågår och de första experimenten har genomförts där under 1995.

Det experimentella arbetet förutsätter som nämnts utveckling av teoretiska modeller för de undersökta fenomenen och förloppen. Dessa modeller ligger också till grund för datorkoder som används för att kunna använda resultaten i säkerhetsanalysen av reaktorerna. För ablation vid tankgenomsmältning utvecklas koden HAMISA (Hole Ablation Modelling in Severe Accidents) med tvådimensionell behandling av smältans utströmning och ablation av öppningen i tankbotten /ref 9/.

Även utveckling av modeller för växelverkan mellan smältstrålen och vatten under reaktorn liksom för växelverkan mellan smältbädden och vatten samt mellan smältbädden och betong i bottenplattan har initierats.

2.4 Koder som använts i APRI-arbetet

Nedan ges korta beskrivningar av MAAP 4- och APRIL-koderna, som huvudsakligen har använts vid beräkning av härdsmlättningsförloppet inom tanken och tankgenomsmältningen. Beskrivningen innehåller också en diskussion av osäkerheter som har betydelse för tillämpningarna inom APRI.

2.4.1 MAAP 4

MAAP 4 /ref 10/ är ett integrerat program för analys av svåra haverier i kok- och tryckvattenreaktorer som behandlar en haverisekvens från början till slut och tar hänsyn till de system, fenomen och processer som har betydelse för förloppet. Jämfört

med den äldre versionen MAAP 3.0B har MAAP 4 mer detaljerade modeller för härden smältning och dess beteende vid återflödning samt smältans växelverkan med vatten, interna delar och tankgavel i nedre plenum.

MAAP 4 har i likhet med andra liknade koder många modellparametrar som via indata kan ändras från rekommenderade eller förvalda värden. Vid systematisk känslighetsanalys bör dock parametervariationerna göras med hänsyn till det samspel som finns mellan fenomen och inte begränsas till variation av enstaka parametrar.

Termohydraulikmodellen för inneslutningen och reaktorbyggnaden beskriver geometrin på ett flexibelt sätt, indelad i noder med inbördes kopplingar och flödesvägar och med betong- och stålstrukturer representerade som värmesänkor. Parallella gasflödesvägar mellan två noder behandlas dock inte korrekt utan medför att trycket ökar extremt snabbt och kraftigt vid större gasflöden.

Termohydrauliken för primärsystemet är förenklad men i allmänhet godtagbar för programmets användningsområde. Vattennivån i tanken efter tvångsnedblåsning kan dock överskattas, troligen till följd av grov nodindelning och försummad jäsning i nedre plenum. Nivån kan dock enkelt justeras. Tolv värmesänkor beskriver interna delar och tankvägg. Oxidation av stål och smältning av dessa värmesänkor modelleras. Kollaps av moderatortanklocket med stigrör och separatorer modelleras. Styrstavsledrör kan kollapsa och dra med sig härden när delar som är i kontakt med härdres-ter smälter.

Härden indelas i högst 7 radiella ringar och högst 25 axiella inaktiva och aktiva noder. Värmebalanser för bränsle, kapsling, boxvägg, styrstavsblad och kylmedium beräknas nodvis. Oxidation av Zircaloy och rostfritt stål beräknas liksom eutektisk smältning av borkarbid och stål i BWR-styrstavar med påföljande smältning av boxväggarna. Lösning av urandioxid i smält Zircaloy modelleras. Kapslingsbrott antas ske vid en inläst temperatur om oxidationsgraden är lägre än ett inläst värde. Bränslesmältan antas rinna och stelna enligt en filmflödesmodell. Fragmentering av bränslet genom knäckning modelleras med Larson-Miller-korrelationer och kan ske före eller efter kapslingsbrott beroende på modellens inlästa koefficienter. Vid återflödning sker fragmentering av bränslestavarna om kapslingens oxidationsgrad överstiger ett inläst värde. Vid återflödning beräknas härden kylning med hänsyn till dess geometriförändringar.

Fem olika typer av härdnoder finns:

1. intakt geometri,
2. fragmenterad,
3. förtjockade stavar genom avlagring av stelnad smälta
4. lågporös krusta och
5. ren smälta.

Nodtyp 4 och 5 kan bilda en central volym med yttre noder av lågporös solid typ som utgör undre och övre smältskorpa samt sidoskorpa. Vid smältning stratifieras krustanoder i ett inre smält skikt och ett yttre stelnat skikt av realistisk tjocklek. Värmeöverföring till krustan beräknas enligt korrelationer för cirkulerande smälta i den delvis smälta bädden. Krustabrott i botten eller på sidan beräknas ur Larson-Miller-korrelationer. Krustans styrka kan varieras genom inlästa parametrar. Med normala data och rekommenderade modellparametrar tenderar brott på sidokrusta att predikteras även i sekvenser med helt torrlagd härd. Efter brott på bottenkrustan kan smälta nå den ouppvärmda stödnoden men kommer inte längre förrän stödnodens temperatur överskrider en inläst gräns i någon ring. Eftersom ringen då antas kollapsa går det

inte att med låg gränstemperatur simulera gradvis nedrinning av smälta i torrhärdssekvenser.

Smältflödet fragmenteras i fallet genom vattnet, avger värme till vattnet och undergår oxidation av Zircaloy i en utsträckning som bestäms av några modellparametrar med stor variationsvidd. Endast på detta sätt initierad kokning ger nivåhävning i nedre plenum. Oxidation av rostfritt stål försummas. Med standardparametrar bildas en initieellt delvis kyld partikelbädd i nedre plenum.

Bädden av hård- och strukturmaterial i nedre plenum antas vara skiktad med hårdgrus ovanpå ett skikt av fast eller smält metall och därunder en smältpöl omgiven av oxidisk krusta, Figur 6. Bädden antas kyld på olika sätt som anges med indataparametrar. Bland annat antas, som förvald option, att värmeavgivningen motsvarar det kritiska ytvärmeflödet till ett vattenfyllt gap mellan bottenkrustan och tankgaveln. När bäddens medeltemperatur i nedre plenum når över dess lägsta smälttemperatur tränger bildad smälta in i genomföringar under inverkan av trycket i reaktortanken. Modellen gäller i svenska BWR för ledrör för SRM, IRM och TIP. Om smältan når en specificerad sträcka utanför tanken sker genomsmältning. Om genomsmältning inte inträffar kan krypbrott orsakas av lagrat värme och resteffekt i stelad smälta men inverkan av det yttre instrumentledröret försummas då.

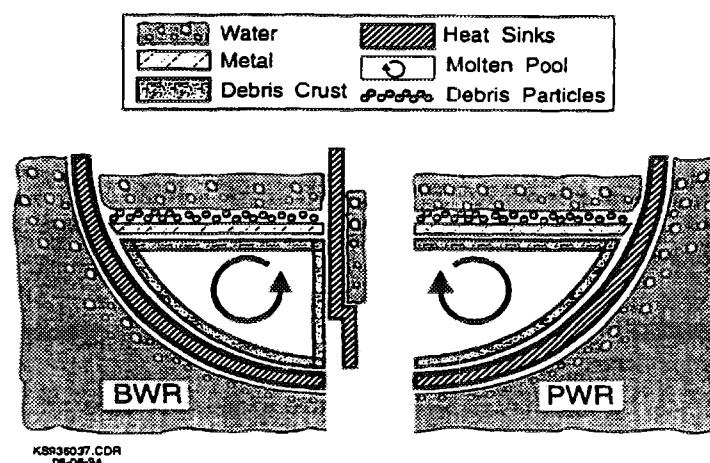
En brist i modelleringen visar sig genom att MAAP 4 ibland predikterar att hårdresorna lämnar reaktortanken som en homogen blandning efter genomsmältning, trots att en skiktad konfiguration fanns före genomsmältningen.

Utskjutning av ledrör kan ske under inverkan av övertryck och minskad hållfasthet hos svetsfogen, som antas ha samma temperatur som tankgavelns inneryta. I svenska BWR sitter denna svetsfog på ett hylsrör, vars höjd är 17 cm för instrumentledrör och 40 cm för styrstavsledrör. Utformningen av genomföringarna skiljer sig från vad som gäller i amerikanska reaktorer. Sammankopplingen av drivdonen vid strålskärmen försvårar utskjutning av styrstavsledrör. Hänsyn tas till att ett ledrör kan låsas genom att dess termiska utvidgning i tankgaveln är större än hos det omgivande materialet. (Finska VTT har genomfört separat simulering av styrstavs- och instrumentgenomföringar av ABB Atoms konstruktion, se avsnitt 3.1.4)

Lokalt krypbrott modelleras i tankgaveln som ses som halvfärisk indelad i noder i form av fem lika stora koncentriska segment av tankväggen i sin tur uppdelad i fem skikt. Tiden till krypbrott beräknas ur temperaturfördelningen och en spänningsfördelning baserad på antagandet att skikten har samma töjningshastighet.

Den kumulativa krypskadan fås som

integralen av kvoten mellan tidssteget och tiden till krypbrott. Det heta område i botten-gaveln som bildades i TMI-2 i närvaro av cirka tjugo ton oxidisk smälta visar att



Figur 6: MAAPs modellering av hårdsmältan i tankbotten

risk kan finnas för krypbrott även med vatten i reaktortanken. Extern kylning modelleras.

Avverkning av tankgaveln av jetstrålar modelleras liksom lokalt krypbrott till följd av värmeledning genom det övre metalliska skiktet. Dessa effekter har dock inte uppträtt i de MAAP 4-beräkningar för ett antal olika scenarier som gjorts.

MAAP 4 har inom APRI använts för att studera olika aspekter på återflödning av en överhettad härd såsom vätgasproduktion, härdens kylbarhet inom reaktortanken, under vilka förutsättningar återflödningen kan hindra genomsmältning av tanken, och förutsättningar för och potentiella konsekvenser av återkriticitet. MAAP 4 har också använts för att analysera tankgenomsmältning ur olika aspekter som underlag för APRIs studium av inneslutningsfenomen.

2.4.2 APRIL

APRIL.MOD3 /ref 12/ är också ett integrerat program för analys av svåra haverier i BWR med Mark-I och Mark-II inneslutningar med reaktorbyggnader.

Tankens termohydraulik beskrivs med en förenklad tionodsmodell. För att förbättra analysnoggrannheten i haveriförloppet inledningskede har svenska BWR i stället analyserats med ABB Atoms GOBLIN-program hopkopplat med APRIL.

Härdmodellen har cylindersymmetrisk (r-z) geometri med flexibel nodindelning och beskriver individuella härdkomponenter som bränsle, kapsling, boxväggar och korsformiga styrtavar. Oxidation av Zircaloy och stål beräknas. Filmkokning och kylning av överhettad härd beaktas. Smältning av styrtavar och boxväggar modelleras liksom smältning av enskilda härdkomponenter. Lösning av urandioxid i smält Zircaloy, kapslingsbrott och nedrinning och stelning av bränslesmälta modelleras. Kollaps till fragmentbäddar till följd av knäckning av bränslestavar modelleras. Bottenkrusta kan bildas genom att nedrinnande smälta på bränslestavar och smälta som sipprar genom en fragmentbädd stelnar. Någon modell för att en smältdegel skulle kunna bildas som omfattar flera radiella kanaler finns dock inte och brott på sidokrusta beskrivs följaktligen inte.

Kollaps av övre interna delar modelleras som en följd av att moderatortanklocket knäcks under belastning då det upphettas genom värmestrålningen från härdens. Härdstödsstrukturen modelleras detaljerat. I en avkokningssekvens stelnar smälta som hamnar på stödplattan. I en sekvens med torrlagd härd rinner smälta kontinuerligt från härdens, enligt APRIL.

Värmeöverföring från smälta till vatten i nedre plenum sker enligt tre mekanismer: (1) från rinnande smältfilm på led rör, (2) fallande smälta som fragmenteras och (3) från bädd av smälta/fragment på tankbotten. Följande mekanismer för tankgenomsmältning modelleras: (a) styrtavsledrör genomsmälts och smälta tränger in i dessa, rinner ner och penetrerar led rören på nytt utanför tanken, (b) motsvarande för instrumentledrör, (c) genomsmältning av dränageplugg och (d) globalt krypbrott. ABB Atom har på uppdrag av APRI utvecklat en tvådimensionell modell för globalt krypbrott för APRIL. De typer och storlekar av brott som kan erhållas beror på smältans temperatur och sammansättning, vilka i sin tur beror på hur smältan kommer till tankbotten.

Det finns likheter och skillnader mellan MAAP 4 och APRIL som de korta beskrivningarna antyder. Resultat av beräkningar för fallet totalt bortfall av växelspanning skiljer sig t.ex. väsentligt. Inga känslighetsanalyser har emellertid gjorts som kunde visa hur resultaten enligt APRIL kan påverkas inom parametrarnas osäkerhetsområden. APRIL bör ses som ett nyttigt komplement till MAAP 4 för att belysa svåra have-

rier ur delvis andra synvinklar, främst i avseende på tankgenomsmälningsförloppet. Större vikt bör emellertid läggas på systematiska känslighetsanalyser för att det skall vara möjligt att bedöma betydelsen av de skillnader i modellering som finns mellan koderna.

3 VIKTIGA FENOMEN - KUNSKAPSLÄGE OCH UTREDNINGAR GJORDA INOM APRI

Sedan kunskapsläget sammanställdes 1989 i fem rapporter från RAMA III har datorkoderna vidareutvecklats och viktiga experimentprogram genomförts för att verifiera dessa. De beskrivningar av haveriförloppen och fenomenen som ges i RAMA III rapporterna är emellertid i stor utsträckning fortfarande relevanta. Någon total beskrivning ges därför inte här, utan vi återkommer endast till de frågor som det funnits särskild anledning att studera i APRI-projektet.

3.1 Smältförlopp i reaktortanken

Inom reaktortanken har intresset koncentrerats till möjligheterna att häva ett härdsmälningsförlopp genom återflödning och till förloppen vid en genomsmälning av reaktortankens botten. Som framgår av kodbeskrivningarna ovan har bl a MAAP-koden utvecklats väsentligt för att bli användbar för sådana studier genom att noggrannare beskriva smältförloppet, blockering av kylflöde, degelbildning och nedrinning av smältan mot tankbotten.

3.1.1 Återflödning av en delvis skadad härd

Återflödningen av en delvis skadad härd har tidigare inte analyserats närmare, eftersom t ex MAAP 3 koden inte var utvecklad för detta. Med MAAP 4 har ett verktyg etablerats för att studera frågor om haveribekämpning (accident management).

MAAP 4 kan således modellera följande förhållanden som är viktiga vid återflödningsstudier:

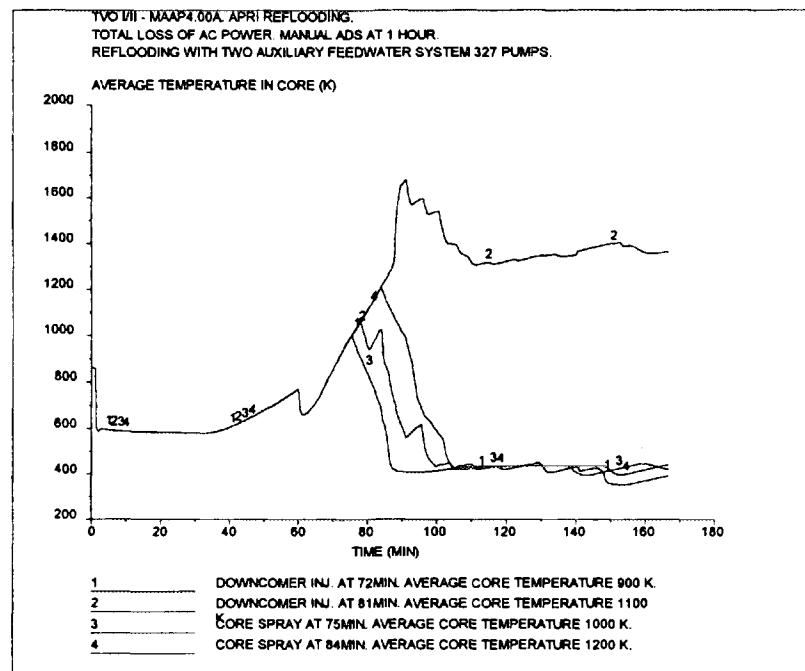
- Styrstavarnas smältning och nedrinning som initieras redan vid 1100 -1200 °C genom borkarbidens reaktion med stål,
- Varierande strömningsmotstånd i härden genom hoprasade bränslekutsar, uppsvällda kapslingsrör, smält material eller porös återstelnad smälta, allt varierande i olika noder. Med denna utvidgade modellering kan man räkna med inte bara öppna eller blockerade kanaler utan även mellanlägen.

I återflödningsgruppens rapport /ref 13/ har man för BWR med internpumpar i Sverige och Finland samt för Westinghouse PWR i Sverige studerat ett antal fall, där återflödning startar vid olika tidpunkter, med varierande mängd vatten och med vattentillförsel via härdstrilen eller till fallspalten.

Förloppet innan återflödning sker har givetvis betydelse, främst eftersom det bestämmer i vilken utsträckning metall-vattenreaktion sker. Likaså har det viss betydelse om vattnet tillförs direkt till härden genom strilning eller till fallspalten. Enligt MAAP-beräkningar /ref 14/ är strilkylningen effektiv även vid höga temperaturer på bränslet. Modelleringen i MAAP 4 är dock något osäker vad gäller påverkan på strilflödet i härdregionen av den uppåtströmmande ångan (counter current flow limitation). Det är dessutom tveksamt om rörledningarna fram till strildysorna håller för den kallvattenchock som strilningen av en starkt överhettad härd kan innebära.

Skillnad måste göras mellan återflödning och återkylning. Med *återflödning* menas att vatten tillförs så att härden vattentäcks. Med *återkylning* menas att återflödningen får den avsedda effekten, nämligen att verkligen kyla härden så att inget smält material återstår.

Ett exempel på medeltemperaturens förlopp vid ett totalt elbortfall och återflödning vid olika tidpunkter, dels genom att strila härden, och dels genom att tillföra vatten i fallspalten, ges i Figur 7, från /ref 14/. Den första temperatursänkningen, vid c:a 60 min., beror på att tvångsnedblåsningen och den jäsning som då uppstår kylvir ner härden. Temperaturen stiger därefter snabbare eftersom vattennivån då ligger under härden och ingen ånga finns tillgänglig för kylning av bränslet.



Figur 7: Medeltemperaturen vid olika återflödningsfall

Härdens temperatur och omfördelningen av styrestavs- och bränslematerial under ett återflödningsförlopp åskådliggörs i Figur 8.

Skillnaden mellan olika sätt att tillföra vatten är liten fränsett de osäkerheter som nämnts beträffande härdstrilens funktion under dessa haveriförhållanden. Största betydelsen synes mängden tillfört vatten ha. Långsam vattentillförsel ger längre tid för metall/vattenreaktion och därmed större energiutveckling och förstörelse. Å andra sidan finner man att snabb vattentillförsel leder till kraftig tryckökning i reaktorn. Vid full tillförsel med alla kretsar i härdstril- och hjälpmatarvattensystem beräknades exempelvis tryckökning kunna uppgå till 7 MPa. Trycket går dock snabbt ner igen då kylningseffekten börjar överväga.

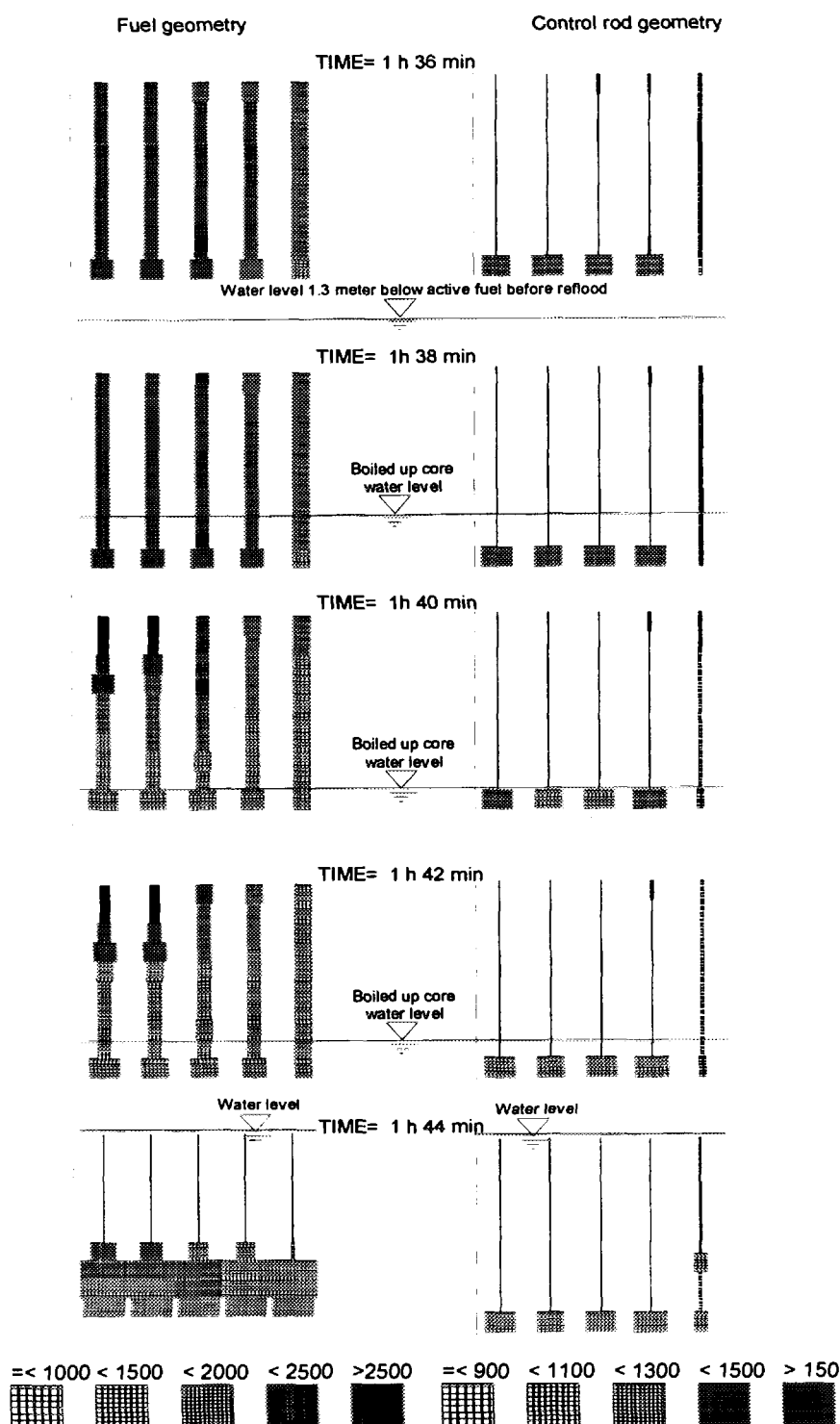
En kraftig vattentillförsel leder också till stora mekaniska påkänningar på härden och kan påskynda mekaniska skador och förstörelse av härdgeometrin.

Tidsavståndet mellan 1200 °C, då bränslet är i huvudsak intakt, och 1500 °C, då bränsleskadorna börjar bli omfattande, är i allmänhet litet. Som framgår av Figur 7 stiger medeltemperaturen med 25-35 °C/min efter tvångsnedblåsningen. I det hettaste området är uppvärmningen betydligt snabbare.

Beräkningarna visar för de undersökta fallen med totalt elbortfall att:

- Vid återflödning inom 0,5-2 timmar, huvudsakligen beroende på tidpunkten för trycknedtagningen, kan härden fortfarande återkylas på sin plats, även om delar av härden förstörts.
- Vid återflödning inom 2,5-4,5 timmar kommer smälta och partiklar att ha förflyttats till tankbotten. Härdresterna kan där vara kylbara så länge vatten finns kvar i tankbotten.

I huvudsak kan vi konstatera att de slutsatser som drogs redan av RAMA-projekten står sig väl. Den tidigare anvisade tumregeln att återflödning behöver startas innan 1000 °C nås för att härdsador skall undvikas gäller alltså fortfarande liksom bedömningen att tidsmarginalen till begynnande härdsador i det läget inte är mer än några få minuter genom den snabba temperaturstegringen. Förutsatt att flödningen av härden kan sättas in i tid synes däremot återkylning vara möjlig att åstadkomma i flera möjliga haveriscenarier än man tidigare har antagit.



Figur 8: Grafisk beskrivning av återflödningsförlopp

3.1.2 Degelbildning

Degelbildningen i härden kan modelleras i MAAP 4, genom att bildning av krusta modelleras. Även värmeöverföring mellan smälta och krusta modelleras och därmed även genomsmältning av krustan i botten eller vid sidan. Dessa modeller speglar händelseförloppet i TMI-2, men har ingen annan verifiering. Hur pass tillämpliga de är för BWR är därför osäkert.

Smältans cirkulation inuti en degel modelleras, se avsnitt 2.4, men modellen är något osäker, bland annat vad gäller skiktning av olika smältkomponenter. Likaså måste man räkna med en osäkerhet om när och hur en bildad degel kan komma att smältas genom. Beräkningarna pekar på att genomsmältning av krustan främst sker på sidan, detta på grund av naturlig konvektion i smältpölen inuti degeln.

Även nedrinningen av smälta efter det att degeln smält igenom eller brustit modelleras mera i detalj än tidigare. Sålunda beräknas värmeavgivningen från smältan till vattnet och den temperatursänkning i smältan detta leder till. Flera parametrar i detta förlopp är valbara, men beräkningarna visar att smältan i många fall kan vara kylbar.

3.1.3 Tankgenomsmältningsförlopp

Tankgenomsmältningsförloppen har varit föremål för ingående studier. Undersökningarna av TMI-reaktors tank visar exempel både på återstelning av smälta i instrumentrörledningarna och på höga temperaturer i bottengaveln som dock medfört vare sig deformationer eller nämnvärda förändringar i materialets mekaniska egenskaper /ref 15/. Slutsatsen från RAMA-projektet var att tankgenomsmältning företrädesvis skulle komma att ske i form av genomsmältning av en genomföring i tankbotten, i BWR en drivdonsgenomföring och i PWR en instrumentgenomföring.

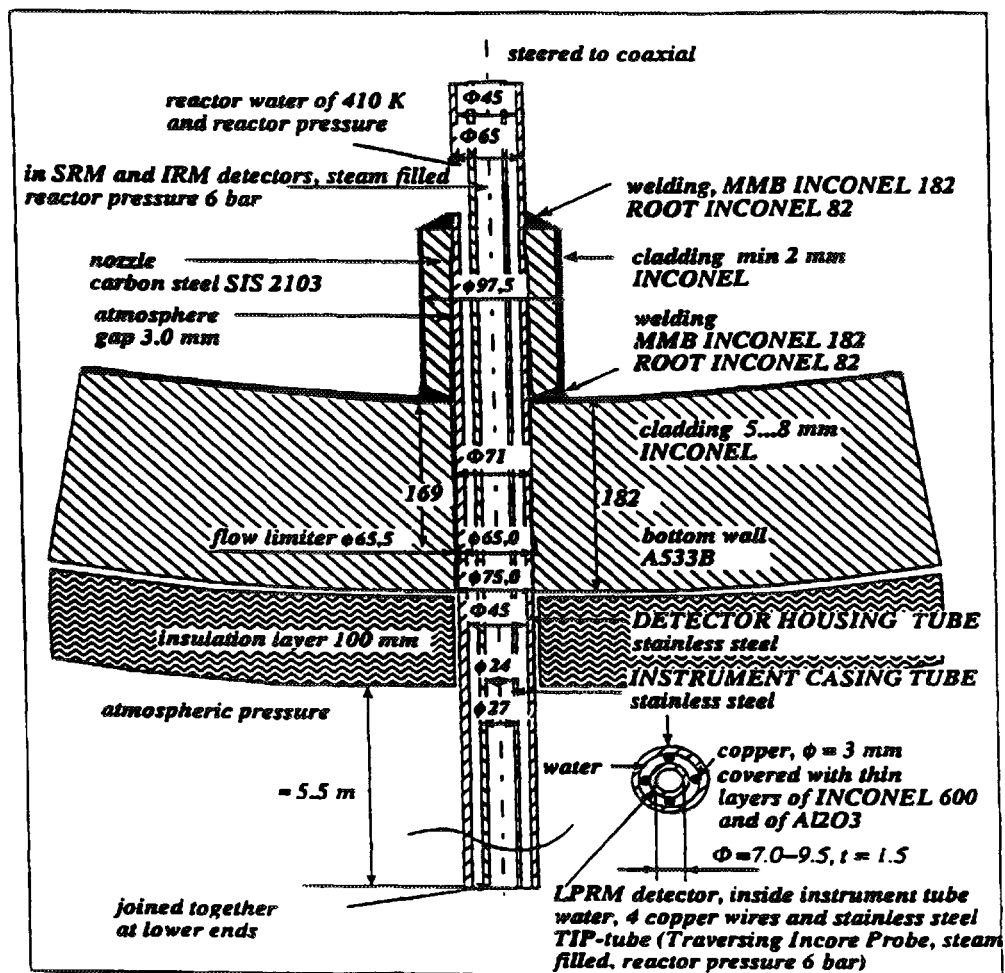
Studiet av inneslutningsfrågorna har visat att förloppet vid tankgenomsmältningen har mycket stor betydelse för det vidare händelseförloppet utanför reaktortanken. Viktiga parametrar är där:

- Mängden smälta i tankbotten vid genomsmältningen.
- Utrinningshastigheten
- Smältans sammansättning (metall/oxid)
- Smältans temperatur och överhettningsgrad

Senare tids forskning och modellutveckling har pekat på att genomsmältning av bottengenomföringar kanske inte är så trolig som man tidigare kommit fram till. Stor ansträngning har inom APRI-projektet ägnats åt denna fråga.

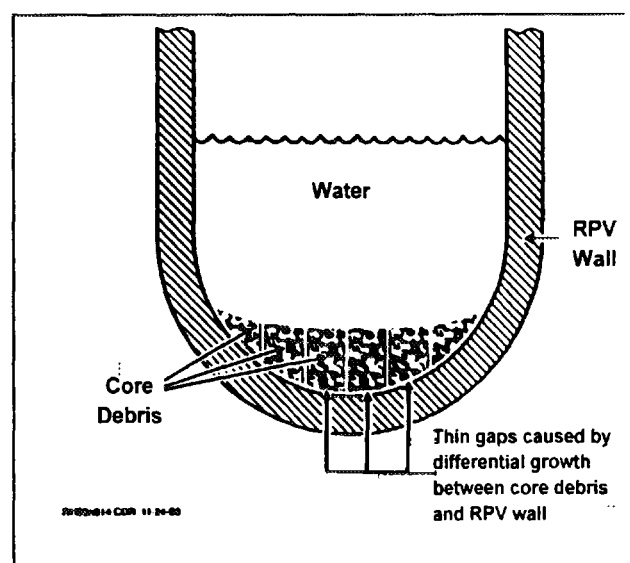
Såväl i MAAP som i APRIL modelleras, vad som visade sig av undersökningarna av TMI-tanken, nämligen att nedrinnande metallisk smälta under vissa förhållanden i tidigt skede kan stelna i form av krusta på tankbotten som kan fördröja eller förhindra genomsmältningen av denna.

MAAP modellerar genomföringar i reaktortankbotten enligt det utförande de har i amerikanska reaktorer. De skiljer sig avsevärt från ABB Atoms utförande, som framgår av Figur 9. VTT i Finland har studerat hur dessa genomföringar klarar sig då de utsätts för smälta /ref 16/. Slutsatsen är att det inte nödvändigtvis sker någon snabb genomsmältning i anslutning till drivdonsgenomföringar medan man däremot får räkna med genomsmältning vid instrumentgenomföringar, som kommer att lossna och skjutas ut. Utskjutning av drivdonsgenomföringarna hindras genom att strålskärmsplattan under tanken håller ihop drivdonen i ett paket. Först om flera intilliggande genomföringar smälts igenom kan denna struktur brista.



Figur 9: Instrumentgenomföring, TVO

Undersökningarna av TMI-tanken visade att den vattentäckta härdsmältan ovanpå metallkrustan på tankbotten hade påverkat tankväggen betydligt mindre än förväntat och att smältan också kom att kylas ner snabbare än förväntat - med mer än 10°C per minut - sedan den som högst nått 1100°C. Detta har förklarats /ref 17/ med att det uppstår en spalt mellan krustan på tankbotten och tankväggen som reducerar värmeledningen till denna från smältan. Om spalten också kommunicerar med övrigt vatten i tanken kyls tankbotten ännu effektivare att vatten i spalten förångas. Detta skulle kunna vara tänkbart /ref 17/ genom att krustan borde släppa från tankväggen och även spricka upp då det belastade tank-



Figur 10: Kylning av tankväggen via spalter

materialet - särskilt om trycket är högt i reaktortanken - kryper vid hög temperatur, se Figur 10. Slutsatsen dras att global genomsmältning härigenom skulle kunna undvikas, om härdresterna varaktigt kan hållas vattentäckta.

Dessa effekter modelleras i den version av MAAP-koden som har använts. Experiment för att validera modelleringen har föreslagits men inga har ännu genomförts.

För att ge underlag för beräkning av inneslutningsförloppen har olika sekvenser, som utan återflödning leder till tankgenomsmältning med olika mängder smälta till inneslutningen, analyserats med MAAP /ref 18/. Dessa analyser, tillsammans med gjorda känslighetsanalyser, berör ett flertal av frågorna kring degelbildning, degelbristning och tankgenomsmältning. Analyserna tyder på att genomsmältning vid instrumentgenomföringar möjligen inte sker före initiering av krypbrott i tankbotten. Analyserna är emellertid alltför ofullständiga och osäkerheterna för stora för att definitiva slutsatser skall kunna dras.

Känslighetsstudier vad gäller genomsmältning eller inte av reaktortanken vid härdsmälta har även genomförts för Forsmark 3 med GOBLIN och APRIL /ref 19/. Dessa gjordes med användning av en nyutvecklade modell för beräkning av förloppen vid smältans växelverkan med konstruktionerna i nedre plenum och tankbotten genom variation av antaget smältflöde till nedre plenum. I denna hanteras stål-, zirkonium- och oxidsmälta separat. Analyserna visar att om smältan är övervägande metallisk så kan i tidigt skede bildad bottenkrusta av metall (rostfritt stål och Zircaloy) möjligen förhindra lokal genomsmältning medan oxidsmälta, som kan överväga i högtrycksscenarioer, i stället kan angripa instrumentgenomföringar så att de ejakteras. Globalt brott kan sannolikt inte undvikas med mindre än att vattentillförseln till nedre plenum kan återupprättas och kommer så småningom att ske på en nivå som bestäms av sammansättningen och mängden av nedrinnande smälta.

Sammanfattningsvis finns fortfarande anledning att räkna med en risk för att genomföringar i reaktortankbotten kan vara svaga punkter där tankgenomsmältning kan initieras, särskilt vid högtrycksscenarioer då andelen oxidisk smälta kan vara stor. Återflödning kan då inte förhindra tankgenomsmältning. I annat fall är möjligheterna att undvika global genomsmältning antagligen betydligt större än som tidigare antagits förutsatt att härdsmältan i reaktortankens botten kan hållas vattentäckt. Detta bör vara en utgångspunkt i strategin för "accident management". Det är dock fortfarande inte möjligt att utesluta att en härdsmälta hamnar på golvet i inneslutningen.

3.1.4 Återkriticetsrisken

Vid återflödning av en överhettad härd kan situationen vara den att styrstavarna i den hetaste delen av härdens har smält bort medan bränslet finns kvar, intakt - se Figur 8 - eller hoprasat. Detta innebär en risk för kriticitet vid återflödningen.

Frågorna om återkriticitet i BWR har utretts av Pacific Northwest Laboratory, PNL, och Batelle Memorial Institute, BNL /ref 20/. Någon närmare utredning gjordes inte för PWR, där risken för återkriticitet vid återflödning av en överhettad härd inte ansågs behöva beaktas eftersom vattnet som används för återflödningen i detta fall är borerat.

De viktigaste slutsatserna av /ref 20/, som alltså gäller BWR, är:

- Återkriticitet är möjlig vid återflödning av en överhettad reaktorhärd. Detta kan inte uteslutas gälla även delar av härdens där bränslet har rasat ihop till härdgrus eftersom analyser finns som indikerar att en bädd av bränslegrus kan ha relativt hög reaktivitet vid många möjliga partikelstorlekar och volymfraktioner av bränsle och vatten.

- Även vid hastig återflödning av härden leder återkriticitet med största sannolikhet - på grund negativ temperaturåterkoppling - inte till en energideponering i bränslet som kan fragmentera det och föranleda ett explosionsartat förlopp som skulle kunna hota primärsystemets eller inneslutningens integritet. Det sannolika är att reaktoreffekten, efter en mycket kort transient kommer att stabiliseras vid eller oscillera kring inte mer än 20% av full effekt, troligen endast 10% .
- Reaktoreffekten på grund av att den återflödade härden blir kritisk bestäms av flödeskapaciteten hos de system som används för att återflöda den.
- Den genom återkriticitet genererade ångbildningen kommer att medföra en långsam tryckstegring i inneslutningen med konsekvenser för inneslutningens integritet som beror av borsystemets kapacitet och tillgänglighet.

Slutsatserna är enligt /ref 13/ tillämpliga även för våra nordiska BWR.

Beräkningar grundade på ovanstående antaganden har genomförts /ref 14/ för TVO-reaktorerna (BWR). Av beräkningarna framgår att om reaktoreffekten efter återflödning av en överhettad härd enligt /ref 20/ genom återkriticitet kommer att uppgå till 20 % av full effekt så räcker inte resteffektkylningen och systemet för filtrerad ventilering till för att med säkerhet förhindra en långsam övertryckning av inneslutningen. För att förhindra detta behöver då bor tillföras till reaktorvattnet.

För fallet totalt elbortfall beräknades att det vid återflödning med hög kapacitet, då styrstavarna smält men bränslet är intakt, dröjer drygt 4 timmar innan blåsning via filter initieras, som alltså ger god tid för boreringen. I ett annat fall, maximalt brott i matarvattensystemet, beräknades dock blåsning inträffa något tidigare (drygt 3 timmar) samtidigt som tillfört bor då kommer att spädas i hela vattenvolymen i inneslutningen och därför inte kan göra reaktorn underkritisk.

Beräkningarna visade vidare att risk för återkriticitet vid återflödning av härden bara förelåg under ett kort tidsintervall under haveriförloppet. I fallet totalt elbortfall i TVO beräknades t.ex. denna tid med MAAP 4 till 40 minuter. I andra fall gav beräkningarna kortare tidsintervall. Andra beräkningskoder tillämpade på beräkningar för TVO-reaktorerna och Forsmark 3 gav i allmänhet kortare tider /ref 14/.

Risken för återkriticitet skulle naturligtvis kunna minskas och en inträffad återkriticitet kunna hävas genom att begränsa vattentillförseln, vilket dock strider mot de övergripande störningsinstruktionerna. Det är också tveksamt om en anpassning av vattentillförseln med hänsyn till risken för återkriticitet är möjlig i praktiken.

Sammanfattningsvis är riskerna för återkriticitet med allvarigare konsekvenser i anslutning till återflödning av en överhettad reaktorhärd antagligen begränsade. Dels är risken begränsad till relativt korta tidsintervall då det skulle kunna förekomma tillräckligt stora partier av den degraderade härden, där bränslet fortfarande är intakt eller i en form som kan bli tillräckligt reaktiv vid flödning med vatten, och där styrstavsmaterialet har smält bort. Dels bör en inträffad återkriticitet i allmänhet kunna hävas med hjälp av befintliga borsystem och det finns också god tid för de åtgärder detta fordrar.

3.2 Inneslutningsförlopp

Smältans uppförande då den faller ned i vattnet under reaktorn utgör det andra stora område som ägnats omfattande uppmärksamhet under APRI-projektet. Slutsatserna från RAMA-projekten /ref 21/ var att smältan skulle bilda en kylbar konfiguration i vattnet under tanken. Vissa osäkerheter fanns kvar, främst beträffande partikelstorleksfördelningen - vid stor andel mycket finfördelade partiklar skulle strömningsvägarna för vatten kunna blockeras och en återsmältning ske.

Fragmenteringen av smältan, risken för ångexplosioner och kylbarheten i botten av inneslutningen synes inte vara klarställd i önskvärd utsträckning. Alla dessa frågor visar sig vara ganska starkt beroende på mängd smälta och andra parametrar som bestäms av tankgenomsmältningsförloppet.

För de sekvenser som leder till genomsmältning ger modelleringen i MAAP 4 att mängden smälta, som kommer ut vid genomsmältningen, bli stor genom att huvuddelen av härdnen beräknas ha smält innan smältan rinner ned i nedre plenum /ref 18/. Smältmängderna är betydligt större än de som beräknats i många amerikanska studier av inneslutningsförlopp, t ex /ref 4/. Skillnaden sammanhänger främst med att dessa studier har gjorts i ett tidigare skede av den modellutveckling som har skett i MAAP-koden.

Den stora mängden smälta ger, även vid genomsmältning av en instrumentgenomföring, en snabb nedrinning i det vattenfyllda utrymmet under reaktortanken. Detta skulle kunna leda till, dels att smältstrålen inte hinner fragmenteras helt, så att den utrunna smältans kylbarhet i inneslutningen avsevärt försämras, och dels till ångexplosioner med betydande belastning på inneslutningsbyggnaden.

KTH har inom APRI haft ett uppdrag att söka strukturera inneslutningsfenomenen och kvantifiera riskerna för icke kylbar smälta i nedre drywell i BWR-75 anläggningar och för ångexplosioner med utgångspunkt från vad vi nu vet om tankgenomsmältningsförloppet /ref 22/. Separatstudier har gjorts inom APRI både beträffande fragmentering av smältstrålen och beträffande ångexplosioner i drywell.

För fragmenteringsberäkningarna har flera olika koder använts, främst THIRMAL (Argonne National Laboratories) /ref 23/ och TEXAS (University of Wisconsin). TEXAS är uppbyggd på fragmentering från smältstrålens spets medan THIRMAL antar flera fragmenteringsmekanismer, huvudsakligen fragmentering längs strålen genom den stora hastighetsskillnaden mellan denna och omgivande ånga, som har betydelse särskilt vid större vattendjup. Verifikationen av koderna är ännu ganska ofullständig och man måste räkna med stora osäkerheter. Skillnaderna i fragmenteringsförloppet blir också ganska stora beroende på bl a underkylningen i vattnet.

Resultaten pekar på att vid stora smältmängder kan strålen delvis nå ner i botten av bassängen och lämna viss del av smältan i flytande form på bassängbotten. Man har genomgående antagit att smältan kommer som en koherent stråle ned i vattnet - efter genomsmältningen kommer strålen givetvis först att splittras upp av konstruktionsmaterial, men detta skede väntas bli kort p g a smältans snabba avverkning av material i hinder som kan finnas i nedrinningsvägen.

Vid ett seminarium arrangerat av ABB Atom med deltagande av professor Theofanous /ref 24/, University of California, som är specialist på frågor om ångexplosioner, presenterades nya beräkningsmodeller. Dessa har sedan använts för studier av ångexplosioner i det vattenfyllda utrymmet (nedre drywell) under reaktortanken i Forsmark 3 i händelse av härdhaveri med genomsmältning av tanken /ref 25, 26/. Syftet var att uppskatta de dynamiska belastningarna av ångexplosioner på den cylindriska vägg som omger nedre drywell. Tryckförloppet i vattnet och impulsen vid väggen beräknades för några antagna fall med interaktion mellan smältan och vattnet. Beräkningarna visade att belastningarna inte blir obetydliga och att strukturmekanisk analys krävs för att bedöma om ångexplosioner utgör ett hot mot inneslutningens integritet.

Osäkerheterna i de gjorda analyserna är dock betydande. De gäller dels vilka scenarier som bör antas (smältflöde till vattnet, smältans sammansättning och temperatur etc) och dels modelleringen av smältans fragmentering och hur explosionsvågen propagerar i blandningen av vatten, smälta, ånga och vätgas. Datorkoderna som an-

vändes för dessa analyser (PM-ALPHA och ESPROSE) har visserligen utvecklats mycket under senare år men är ännu så länge otillräckligt verifierade i experiment i stor skala med prototypiska smältor.

I RAMA-projekten studerades möjligheterna att dämpa eller förebygga ångexplosioner genom tillsatser av tensider till bassängvattnet. Dessa studier har sammanfattats i /ref 27/. Även om sådana tillsatser har fått praktisk användning industriellt för att undertrycka ångexplosioner är resultaten inte helt entydiga vad gäller den här aktuella tillämpningen. Med hänsyn också till de experimentella svårigheterna finns för närvarande inte planer på fortsatta undersökningar.

4 METODIK FÖR ANALYS AV RISKER FÖR SVÅRA HAVERIER

Probabilistisk säkerhetsanalys (PSA) kan delas upp i olika nivåer. Analys på nivå 1 avser säkerheten mot härdskada. Ingen skillnad görs mellan olika grader av härdskada utan syftet är att belysa svagheter i olika säkerhetsfunktioner (t ex otillräcklig redundansgrad för komponenter). Analys på nivå 2 avser säkerheten mot utsläpp vid härdskada och gäller haveriförlopp, konsekvenslindrande system, härdsmltans uppförande i reaktortank och inneslutning samt tryck- och temperaturförloppet i inneslutningen. Syftet är på samma sätt att belysa svagheter i mot stora utsläpp.

Under 1980-talet färdigställdes PSA nivå 1-analyser för samtliga svenska och finska kärnkraftverk. Analyserna på nivå 2 har i huvudsak först kommit igång på 90-talet. De första har redan genomförts för Ringhals 2, Barsebäck 1/2 och Forsmark 3.

Inom APRI projektet har stor tonvikt lagts på modellering av haveriförlopp och haverifenomen som behövs för PSA nivå 2. Den s.k. metodgruppen inom APRI har haft till uppgift att belysa vilka frågeställningar som uppkommer vid genomförandet av nivå 2-analyser samt ge ett förslag på hur olika fenomen skall behandlas inom ramen för en nivå 2-analys.

Det har gällt att för olika *scenarier* identifiera och beskriva *haveriförlopp* fram till olika sluttillstånd beroende på *fenomen* och systemfunktioner. Beskrivningarna kräver deterministisk analys och beräkningar, samt probabilistisk analys för att värdera sannolikheter för att händelseförloppen tar olika vägar i händelseträdens greningspunkter. De kräver också känslighetsanalys för osäkerhet i parametervärden i både deterministisk och probabilistisk analys.

APRIs metodgrupp har valt ett sätt att analysera riskerna för svåra härdhaverier som bygger på användning av s k fenomenråd (se nedan). I stor utsträckning har erfarenhet utnyttjats från både tidigare nämnda RAMA- och HAFOS-projekt samt den pilotstudie som ABB Atom gjort på en nivå 2 analys /ref 28/. En utgångspunkt för hela projektet har varit att befintliga PSA nivå 1 analyser skall kunna utnyttjas vid utvidgning till nivå 2 analyser.

4.1.1 Identifiering av nyckelfenomen

1990 färdigställde ABB Atom en pilotstudie till PSA nivå 2 av Forsmark 3. Analysen utgick från de antaganden om nyckelfenomenen vid svåra haverier i BWR som gjorts i NRCs referensstudie NUREG-1150 /ref 29/, nämligen:

- Kylbarhet
- Ångexplosion i inneslutningen
- Genomsmältning av golvet i nedre drywell (internpumpsreaktorer)

Inom APRI projektet har samma metodik använts vid analys av en externpumpreaktor (B1/B2/O2) /ref 30/. I denna studie beaktades även två andra fenomen av stor betydelse som uppmärksammats först på senare tid, nämligen

- Fenomenen vid återflödning
- Tankgenomsmältningsmod

Bägge har behandlats inom APRI projektet och belyses vidare nedan.

För PWR har identifieringen av dominerande fenomen baserats på gjorda amerikanska och europeiska analyser /ref 31/:

- Ångexplosion i reaktortank
- Vätgasdeflagration eller -detonation
- Direct Containment Heating (DCH)
- Genomsmältning av bottenplattan
- Termiska angrepp på genomföringar genom inneslutningen
- Tankbrott där en stor del av reaktortanken kan bilda missil
- Ångexplosion i inneslutningen

De två sistnämnda fenomenen liksom vätgasdetonation bedöms numera inte vara riskdominerande på grund av mycket låga sannolikheter men kan inte helt uteslutas.

4.1.2 Fenomentråd

I PSA nivå 2 visar det sig ofta nödvändigt att bedöma sannolikheten för att ett fenomen inträffar, eller får en viss verkan, utan att fullständigt underlag finns för ingående (deterministiska) analyser eller beräkningar. Inom APRI-projektet har en metod utvecklats för att på ett systematiskt sätt genomföra sådana bedömningar med användning av s.k. *fenomentråd*, en motsvarighet till de *felträd* som används för tillförlitlighetsanalys av systemfunktioner. På samma systematiska sätt som felträd visar felande systemfunktion (topphändelsen) som en konsekvens av inträffade felmoder i systemet är fenomenträden avsedda att visa fenomen (med viss antagen verkan) som konsekvens av olika förutsättningar som kan föreligga.

De med hjälp av felträd och fenomentråd skattade sannolikheterna för funktionsfel, resp. för att fenomen med olika verkningar skall inträffa, används slutligen för att med hjälp av *händelseträd* skatta sannolikheter för olika sluttillstånd av särskilt intresse för säkerheten (t.ex. "för tidig tryckavlastning", "inneslutningsbrott" etc.) /ref 43/.

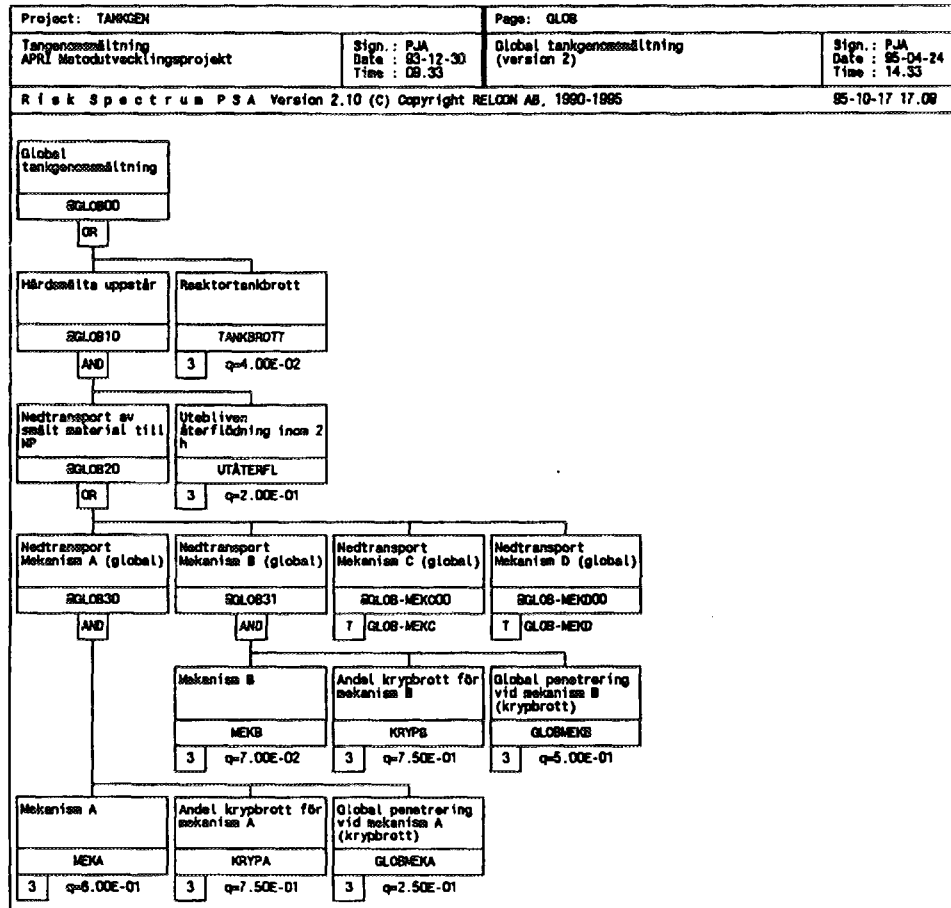
Inom APRI har fenomenet tankgenomsmältning valts som referensobjekt för fenomentråd /ref 33/. Bakgrunden är den betydelse det har för haveriförloppen i inneslutningen på vilket tankgenomsmältningen sker. Om det vore möjligt att ansätta sannolikheter för olika tankgenomsmältningsmoder skulle sålunda förutsättningarna för att göra PSA analyser på nivå 2 förbättras betydligt.

Tankgenomsmältning behandlas icke desto mindre summariskt i många datorkoder. Exempelvis förutsätter många - konservativt - att härdsmlta obetingat leder till tankgenomsmältning.

Den metodik som använts i APRI är att lista de förutsättningar som gäller för att tankgenomsmältning skall ske, oberoende av vilka inledande händelser som lett till dem.

Figur 11 är ett exempel på ett fenomentråd som beskriver lokal tankgenomsmältning.

I fenomenträden har sannolikheterna antagits givet att en härdskada har inträffat. Kvantifieringen av fenomenträden sker på vanligt sätt för felträd med hjälp av boolsk algebra, dvs genom att beräkna minsta delmängder av händelser som leder till topphändelsen. I exemplet ovan gäller t ex att för samtliga fall av lokal genomsmältning att återflödning (återstart av spädmatning) av den överhettade härden har uteblivit.



Figur 11: Fenomenträd för tankgenomsmältning

Sättet som använts inom APRI, att med hjälp av fenomenräd strukturera analysen av svåra haverier med de osäkerheter som särskilt fenomenologin innebär, har vissa beröringspunkter med en av Theofanous /ref 32/ utvecklade metodik kallad Risk Oriented Accident Analysis Method. Denna metod, ROOAM, går ut på att använda högt kvalificerad expertis på berörda områden i en värderingsprocess ("assessment process" eller "peer review") utformad för att kunna hantera osäkerheter och subjektiva element i de svårgripbara frågeställningar det gäller. Processen syftar till kvantifiering av riskerna men skall inte förväxlas med traditionell deterministisk eller probabilistisk analys (t.ex. PSA nivå 2).

Till processen hör att samtidigt sätta lärande i system - processen får ta den tid som behövs för att t.ex. genomföra experiment som kan ge vägledning - för att efter hand komma fram till slutsatser som det kan nås enighet.

Utgångspunkten är att riskbilden, bestående av ett antal riskkomponenter ("damage components"), bestäms av ett antal olika förhållanden ("perturbations", dvs påverkningar, såväl av externa och interna faktorer). Metoden kräver att dessa "förhållanden" strikt separeras i deterministiska (kända relationer mellan orsak och

verkan), *stokastiska* (som kan modelleras stokastiskt och analyseras statistiskt) och *"ogripbara"* (intangibles, som bara kan värderas subjektivt, dvs genom "bedömningar"). Till den sistnämnda kategorin hör bl.a. bedömning av möjliga fel i värdering som görs med avseende på deterministiska och stokastiska förhållanden.

Även de "ogripbara" faktorerna måste slutligen, med de medel som står till buds, värderas på en grov sannolikhetskala.

Syftet är att inringa (envelope) den riskfråga det gäller genom att klargöra villkoren för att de risker frågan gäller skall föreligga och vad de i praktiken - med god säkerhetsmarginal - skall anses innebära. Metoden består i att systematiskt utveckla den beskrivning av risken som kan göras i deterministiska, stokastiska och icke kvantifierbara ("intangible") termer. Till metoden hör att sätta gränser för när hänsyn behöver tas till olika risker ("cut-off frequencies") och att systematiskt studera riskproblemet för olika tänkbara gränfall ("splinter scenarios").

5 RISKANALYSER GJORDA INOM APRI

5.1 Förutsättningar för återflödning av skadad härd

Sannolikheten för att få en kylbar härdkonfiguration inne i reaktorn och därmed undvika tankgenomsmältning beror av en mängd faktorer: dels olika fenomenologiska faktorer (t ex återkriticitet, kylbarhet, ångexplosioner inne i tanken) och dels sannolikheten för att kunna återupprätta spädmatningen till reaktortanken. Inom APRI projektet har två analyser gjorts där sannolikheten för återstart av spädmatningssystemen beräknats. Dessa analyser har dock inte gått in på frågan om lyckad återflödning av härden också leder till lyckad återkylning av den.

En analys har gjorts av ABB Atom /ref 34/ som behandlar Forsmark 3 och Barsebäck 1/2 och en översiktlig analys har gjorts av SKI/Vattenfall /ref 35/ vilken behandlar Ringhals 3. Alla dessa analyserna genomfördes så att en tidsram antogs inom vilken återflödning måste ske, nämligen tiden fram till tankgenomsmältning som den kan beräknas med datorkoder, t ex MAAP eller APRIL. En granskning gjordes för att identifiera de typer av fel i säkerhetssystemen som, enligt PSA nivå 1, vid olika inledande händelser leder till härdskada. För varje sådant fel identifierades de åtgärder som krävs för att diagnosticera felet och avhjälpa det, och den tid det i medeltal tar. För de fall analysen visade att åtgärderna kan klaras av inom tidramen antogs att det är möjligt att återflöda härden.

5.1.1 Forsmark 3

Analysen för Forsmark 3 /ref 34/ baseras på den första utgåvan (1985) av Forsmark 3 PSA /ref 36/. Dominerande sekvenser är transienter med förlust av spädmatning. Tidsramen som antagits är 4 h. Detta är den tid som beräknades som den tidigaste tiden för tankgenomsmältning i Olkiluoto 3 enligt /ref 37/. Dessa beräkningar gjordes med APRIL-koden (APRIL Mod3). Reparationstider för olika komponenter/feltyper har främst hämtats från T-boken och dess bakomliggande felrapporter /ref 38, 39, 40/.

Resultatet från beräkningarna visar att det i 80 % av härdskadesekvenserna går att få igång återflödningen genom spädmatning innan tankgenomsmältning beräknas ske.

5.1.2 Barsebäck 1/2

Analysen för Barsebäck 1/2 baseras sig på den andra utgåvan (1987) av Barsebäck PSA /ref 42/. Dominerande sekvenser är stora och medelstora inre rörbrott med förlust av spädmatning. Tidsramen som antagits är densamma som för Forsmark 3 dvs 4 h. Även här är reparationstider för olika komponenter/feltyper främst hämtade från T-boken och dess bakomliggande felrapporter /ref 38, 39, 40/.

Resultatet från beräkningarna /ref 34/ visar att det endast i 20 % av härskadesekvenserna går att få igång återflödningen innan tankgenomsmältning beräknas ske. Detta beror på att bottenbrottssekvenser, där utflödet är för stort för att medge återflödning, har dominerande betydelse. Det skall dock noteras, att även vid rörbrott i en externpumpsreaktor en betydande vattenmängd kan finnas kvar i tankens bottenkalott. Denna volym kan under vissa förutsättningar vara tillräcklig för kylning av härdresterna - sådana sekvenser har emellertid inte studerats.

5.1.3 Ringhals 3/4

För Ringhals 3/4 har en mera översiktlig analys gjorts utgående från befintlig nivå 1 PSA /ref 41/. Tidsramen är även här satt till 4 h och analysen bygger på grova uppskattningar av reparationstider och tider för eventuella återställningar.

Analysen tyder på att det i 70 % av härskadesekvenserna går att få igång återflödning med något av spädmatningsystemen innan tankgenomsmältning kan antas ske. Detta gäller främst sekvenser som helt domineras av uteblivna manuella åtgärder. Sekvenser där återflödning inte kan antas lyckas är framför allt rörbrottssekvenser.

5.1.4 Slutsatser om återflödning

Sannolikheten för återflödning av härden är enligt föreliggande PSA-modeller högre för internpumpsreaktorerna än de äldre externpumpsreaktorerna. Detta beror på att bottenbrottssekvenser - där utflödet är för stort för att medge återflödning - har dominerande betydelse.

Sannolikheten för återstart av system är också starkt beroende av felmoden på enskilda bashändelser. Många fel som är av typen felaktig basläggning och/eller uteblivna manuella åtgärder där återställning är relativt enkel att göra. Vidare finns det fel som beror på utebliven start av enskilda komponenter. Om felet är elektriskt går det troligen snabbt att åtgärda men om det är mekaniska fel är det troligt att reparationstiden är lång. Än värre blir det om det är fel som uppstår under drift. Komponenterna kan då vara sönderkörd och reparationstiden (utbytestiden) lång. Det är dock få fel av den arten som man har haft anledning att förutsätta i PSA studierna. Detta främst på grund av att man inte har modellerat obefogade stopp under drift vilka anses ha väsentligt lägre felsannolikhet än fel för utebliven start.

5.2 Tankgenomsmältning

Uppskattning av sannolikheter för olika moder av tankgenomsmältning har gjorts med hjälp av fenomenträdd (se ovan) /ref 33/. Fenomenträdden bygger på de beräkningar som gjorts med APRIL-koden för Forsmark 3 /ref 19/. Beräkningarna med APRIL-koden har gjorts i två omgångar, vid den senare med en nyutvecklade modell för global genomsmältning (krypbrott) (se även avsnitt 3.1.3). Analyserna har gjorts för fallet Forsmark 3 men resultaten kan i stora drag antas gälla BWR i allmänhet.

De viktigaste parametrarna och förutsättningarna vad gäller risken för tankgenomsmältning är följande:

- Tryck i reaktortank
- Vattennivå över eller under patronuppställningsplattan
- Kylbarhet i nedre plenum
- Återflödning (återstart av spädmatningssystem)

Parametervärdena vid härdsmältans början beräknas för varje härdskadesekvens. Möjligheterna är följande:

1. Termiskt inducerat brott som leder till lokal genomsmältning i ett styrvavsledrör eller ett instrumentrör.
2. Spänningsinducerat brott ("creep rupture") som antingen leder till global tankgenomsmältning där en del av bottenkalotten ramlar ned med en blandning av stelnat och smält material inuti eller till lokalt spänningsinducerat brott i tankens periferi.
3. Ingen genomsmältning. Härdresterna blir kylbara i nedre plenum.

Det finns även en tänkbar möjlighet till sk "jet ablation" (smältan uppe vid härdregionen bildar en jetstråle som går rakt ner och smälter igenom tankbotten lokalt); denna möjlighet har dock bedömts vara liten och har ej behandlats vidare.

Analysen visar att genomsmältning bara kan undvikas om återflödning av härdens lyckas. Detta innebär, i det analyserade fallet (Forsmark 3), att för 80 % av härdskadesekvenserna beräknas ingen tankgenomsmältning ske. Som framgått ovan skiljer sig här dock internpumpreaktorerna från de äldre externpumpreaktorerna, där andelen av härdskadesivenserna som inte leder till tankgenomsmältning bara är 20%.

För 60% av de sekvenser som i Forsmark 3 leder till tankgenomsmältning är den lokal och för 40 % är den global. Reaktortankbrott som inledande händelse (antagen sannolikhet $2,7 \cdot 10^{-7}$ /reaktorår) utgör dock 50% av antalet sekvenser som leder till global tankgenomsmältning, vilket innebär att andelarna av de sekvenser som i övrigt leder till lokal eller global tankgenomsmältning är 75% resp. 25%.

Krypbrott är dominerande felmod för tankgenomsmältningen. Hur stora spänningsinducerade krypbrott blir går inte att avgöra genom APRIL/GOBLIN beräkningar. I analysen har antagits att risken för stora brott är mindre om trycket i tanken är lågt och i de fall smältan rinner ner längs tankväggen, dvs vid perifer kollaps av en degelbildning i härdregionen. Eftersom de flesta härdskadesekvenser sker vid lågt tryck har detta antagande avgörande betydelse vad gäller risken för globala brott som kan medföra stora belastningar på inneslutningen.

MAAP 4- och APRIL-beräkningar visar att för fallet "station blackout" (med eller utan högt tryck i reaktortanken) kommer ingen lokal penetrering ske utan ett krypbrott uppträder efter en viss tid (4 - 6 h). Sannolikheten att lokal penetrering sker speglar den (fysikaliska) osäkerhet som finns.

Det bör observeras att de resultat av tankgenomsmältningsförloppen som här redovisats är osäkra, eftersom den beskrivning fenomenräden kan ge är starkt förenklad och många osäkerheter om fenomenen kvarstår.

5.3 Fenomen i PWR

De exempel på haveriförlopp som beskrivits ovan gäller främst BWR-anläggningar. Analyser av PWR inom APRI har dels avsett högtrycksgenomsmältning med direktuppvärmning av inneslutningsatmosfären (DCH), /ref 43/, och dels vätgasbränder

och detonationer, /ref 44/. Även vid dessa analyser har metoden med fenomenräd använts.

Såväl före som efter tankgenomsmältning finns viktiga skillnader mellan BWR och PWR. Vid återflödning av skadad härd i BWR sedan styrstavarna smält bort finns risk för återkriticitet. Detta gäller däremot inte för PWR eftersom vattnet som tillförs härden är kraftigt borerat i detta fall. Vidare är mängden konstruktionsmaterial och vatten i nedre plenum i PWR mindre vilket ger ett snabbare förlopp till tankgenomsmältning.

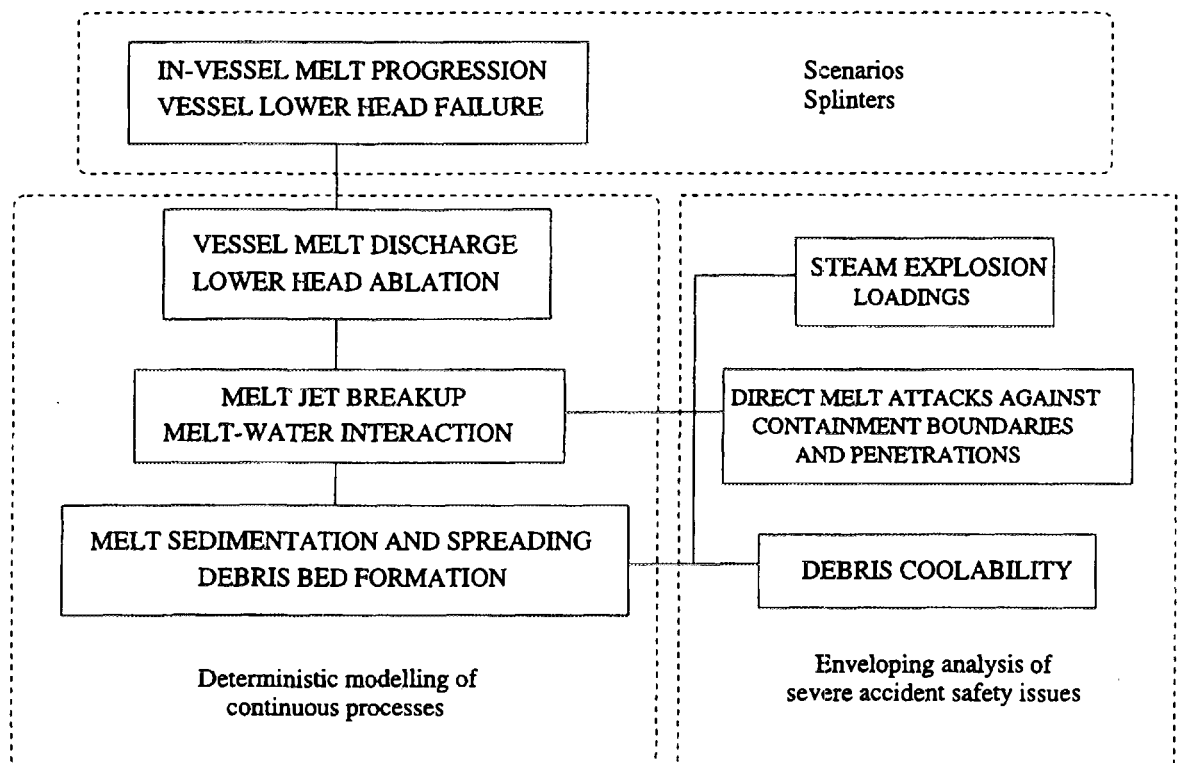
Även efter tankgenomsmältning finns viktiga skillnader mellan BWR och PWR. Eftersom inneslutningen i PWR är luftfylld kommer inneslutningsfenomen som vätgasbränder och DCH (Direct Containment Heating) att få betydelse. Vidare finns, jämfört med BWR, en större andel fall i PWR där tankgenomsmältning sker med ett torrt "nyckelhålsutrymme" under reaktortanken. Detta ökar sannolikheten för genomsmältning av bottenplattan.

5.4 Kvantifiering av inneslutningsfenomen

På institutionen för kärnkraftsäkerhet vid KTH har man gjort försök att kvantifiera inneslutningsfenomenen och speciellt att kartlägga de osäkerheter som finns i kunskaperna om dem /ref 22/. En metod har utvecklats för att undersöka den betydelse som osäkerheter om smältförloppen i reaktortanken och inneslutningsfenomen kan ha för att kunna avgöra om smältan är kylbar i inneslutningen och om ångexplosioner kan inträffa. Analyserna har gjorts för olika scenarier vid tankgenomsmältning i de nyare kokvattenreaktorerna med internpumpar. En av de viktigaste målsättningarna var att studera frågor av betydelse för haveribekämpning (accident management) och inneslutningens hållbarhet.

Ett antal scenarier, som leder till tankgenomsmältning, har beräknats med MAAP-koden /ref 18/. Dessa har lagts till grund för beräkningar enligt Figur 12. Eftersom de smältmängder som MAAP predikterar vid genomsmältning är stora blir också nedrinningshastigheten till nedre drywell stor, även vid genomsmältning av en genomföring, där hålet förstoras genom ablation. Ablationen beräknas med en vid KTH utvecklad modell.

Smältstrålens fragmentering beräknas med en enkel korrelation hämtad från THIRMAL-koden. Fragmentbädden beräknas med en enkel modell. Ångexplosionsbelastningarna uppskattas från den beräknade mängden smälta partiklar som finns i vattnet och kan beröras av en explosion.



Figur 12: Analyslogik för inneslutningen

De olika scenarierna har studerats var för sig och parametrar för inneslutningsförloppen tillordnats sannolikhetsfördelningar. Beräkningsresultatens känslighet för parameterosäkerheterna har sedan beräknats genom Monte Carlo-simulering.

Beräkningarna visar att om stora mängder av smälta rinner snabbt ut från en genomsmält reaktortank, kan det orsaka relativt stora dynamiska (ångexplosion) och termiska (smältkontakt) belastningar på inneslutningens strukturer. Mer definitiv kvantifiering kräver detaljerade analyser av byggnadsdelarnas hållfasthet och av några kritiska fenomen som inte kunnat kvantifieras i detalj i detta skede.

Fler experimentella data och bättre modellering krävs för en slutlig värdering - KTHs experimentprogram väntas bidra till detta underlag.

Den andra generella slutsatsen är att faktorer som är gynnsamma för smältans kylbarhet ofta är ogynnsamma med hänsyn till risken för ångexplosioner. Ett exempel på detta är inverkan av vattendjupet i bassängen: en djup bassäng kan leda till bättre smältfragmentering men orsaka större ångexplosionsbelastningar.

6 APRI-PROJEKTETS SLUTSATSER

De projekt som efter RAMA har drivits i samarbete mellan kraftföretagen och SKI, HAFOS och nu senast APRI, har varit inriktade på att följa den internationella forskningen på området svåra reaktorhaverier och även driva egen forskning - inom APRI i samarbete med det finska kraftföretaget TVO - i frågorna kring de återstående osäkerheter som identifierades då RAMA-projektet avslutades.

De resultat som har kommit fram efter RAMA-projektet, och sedan de konsekvenslindrande anordningarna infördes vid de svenska reaktorerna, ger anledning till några

viktiga nyanseringar av riskbilden, dock utan att synen på säkerheten och på skyddet mot konsekvenserna av allvarliga haverier påtagligt förändras. Forskningsresultaten har å andra sidan hittills inte visat sig kunna minska osäkerheterna nämnvärt.

Forskningen har dock lett till viktiga klarlägganden av riskbilden och förbättrat underlaget för de avancerade probabilistiska säkerhetsanalyser med sikte särskilt på utsläppsriskerna (PSA nivå 2) som för närvarande pågår för de svenska reaktorerna.

I APRI-projektet har en ny metod prövats för att vid analys av komplicerade haveriförlopp på ett systematiskt sätt kunna värdera inverkan av olika viktiga *fenomen* (t.ex. tankgenomsmältning, högtrycksgenomsmältning med direktuppvärmning av inneslutningsatmosfären, vätgasdetonationer). Metoden bygger på att fenomenen ses som topphändelser i "fenomenträd" (analoga med felträd för systemfunktioner) som illustrerar hur olika förutsättningar måste föreligga för att "topphändelsen" - fenomenet med dess antagna verkningar - skall inträffa. Metoden, som har använts vid de analyser av haveriförlopp i reaktortanken och i inneslutningen som gjorts inom projektet, har visat sig lovande och särskilt när det har gällt att sätta s.k. expertbedömningar i system.

Följande huvudsakliga slutsatser har dragits som rör säkerhetsvärderingen av de svenska reaktorerna med hänsyn till risker förknippade med svåra haverier:

- Större möjligheter kan nu ses än tidigare för att, efter förlorad kylning och överhettning av reaktorhärden, kunna återkyla den och även kunna kyla smälta som hamnar i reaktortankens botten och på det sättet förhindra genomsmältning av reaktortanken. Förutsättningen är att spädmatning kan göras tillgänglig i tid för att flöda härden, helst inom ca en timme men i varje fall senast innan genomsmältning annars sker, ca 4 timmar. Sättet att tillföra spädvattnet, via hårdstril eller till fallspalten, har mindre betydelse. Detta understryker betydelsen av att denna möjlighet tas tillvara i haveribekämpningen så långt det är möjligt. Risken för genomsmältning av reaktortanken, med de konsekvenser detta kan innebära för inneslutningen, kan på så sätt vara mindre än tidigare antagits, dock inte mindre än att den fortfarande måste beaktas.
- Sannolikheten för att i praktiken lyckas med att återställa spädmatningen, om denna förlorats, och flöda den överhettade härden är relativt hög för de modernare kokvattenreaktorerna med internpumpar och för tryckvattenreaktorerna. Den är däremot betydligt lägre för kokvattenreaktorerna med externpumpar.
- För BWR finns en möjlig risk för att en överhettad och skadad härd kan bli kritisk igen vid återflödning, eftersom styrstavarna kan ha smält bort medan bränsle ännu finns kvar i en form som kan bli reaktiv vid flödning med vatten (vid PWR flödas med borerat vatten). Risken begränsas dock av att ett sådant tillstånd troligen varar endast under kort tid, mindre än ca 40 minuter. Den effektökning i härden som återkriticiteten skulle kunna orsaka bedöms på grund av rapporterade analyser som mest vara måttlig (högst ca 20% av full effekt) och de möjliga konsekvenserna begränsar sig till en långsam tryckstegring i inneslutningen som vid kraftig återflödning dock inte kan hävas genom avblåsning genom haverifiltren. Det finns därför god tid för att tillföra burlösning med tillgängliga system, som i flertalet fall gör reaktorn underkritisk med tillräcklig marginal. I värsta fall återstår att tillfälligt minska eller stoppa spädmatningen.
- Om genomsmältning av reaktortanken inte kan undvikas kan den antingen bli lokal, i anslutning till genomföringar i reaktortankbotten eller genom krypbrott, men möjligen också global, vilket kan antas innebära svårare påfrestningar på inneslutningen. De analyser som gjorts inom APRI kan tyda på att sannolikheten är störst för lokal genomsmältning. Analysen av de komplicerade härds-mältförlopp-

pen i reaktortanken, som har avgörande betydelse för genomsmältningsförloppet, är dock - även med de gjorda framstegen - fortfarande mycket osäker och några bestämda slutsatser är inte möjliga att dra.

- Konsekvenserna av en genomsmältning av reaktortanken beror - förutom av brottstorleken och smältflödet - på smältans växelverkan med vattnet i bassängen under reaktortanken, med de risker som finns för ångexplosioner med möjliga skadeverkningar på inneslutningen, och på om den smälta som samlas på inneslutningens botten blir kylbar i den utsträckning som krävs för att denna inte skall penetreras. Kunskapen är här fortfarande alltför begränsad för att det skall vara möjligt att dra några säkra slutsatser. De säkerhetsvärderingar som gjorts tidigare i RAMA-projektet och ligger till grund för de valda strategierna för hantering av svåra hårdhaverier, bland annat att härdsmälta skall fångas upp i vatten i inneslutningen, kvarstår därmed i allt väsentligt med sina osäkerheter.

7 REFERENSER

1. 'Accident Phenomena of Risk Importance - APRI, Projektbeskrivning', 92-05-15.
2. W. Frid and V. Gustavsson: 'Cooperative Severe Accident Research Program (CSARP) under 1992-95'. SKI Report 95:77.
3. R. O. Gauntt and K. O. Reil: 'Results of the XR1-1 and XR1-2 Development Ex-Reactor Tests on Metallic Melt Relocation and Blockage Formation under BWR Dry Core Conditions', CSARP-meeting, Bethesda, MD, May 2-6, 1994.
4. J. Rempe, INEL: 'Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis', NUREG/CR-5642, EGG-2618.
5. D. Stamps, T. Blanchat, SNL: 'Deliberate Ignition of the H₂/Air/Steam Mixtures Under Conditions of Rapidly Condensing Steam'. CSARP Review Meeting, Bethesda MD, May 2-6, 1994.
6. S. Levy: 'Ex-Vessel Debris Coolability by Water'. S. Levy Inc. Campbell, California USA. Distribution limited to ACE partners (1994).
7. B.R. Sehgal: 'Some Outstanding Issues in Severe Accident Containment Performance'. Proceedings of the Fourth International Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics, Operation and Safety, Taipei, Taiwan, April 5-8, 1994.
8. B.R. Sehgal et al: 'Scoping Experiments on Vessel Hole Ablation During Severe Accidents'. Severe Accident Workshop, SARJ-4, Japan, October-November 1994.
9. T.N. Dinh et al: 'Modeling of Heat and Mass Transfer Processes During Core Melt Discharge from a Reactor Pressure Vessel'. 7th International Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH-7, Saratoga Springs, NY, September 10-15, 1995.
10. Y. Waranperä: 'APRI - MAAP4. In Vessel Core Degradation Modeling'. ABB Atom Report NT 94-173.
11. M. Kenton: 'Chaos in MAAP - Results', MAAP Users Group Meeting Minutes, October 6-7, 1994, Attachment 11.
12. Y. Waranperä: 'APRI - APRIL.MOD3. In-vessel Core Degradation Modeling'. ABB Atom Report NT 94-174.
13. F. Müller et al: 'APRI - Task Group on Degraded Core Reflooding - Summary Report'. ES-KONSULT Report 95-08, May 1995.

- 14.H. Sjövall: 'APRI, Reflooding of a Degraded Core - MAAP 4 Calculations for the TVO Plant'. TVO OY, O-TR-M-59/95.
- 15.K. Pettersson: 'TMI-VIP: Lägesrapport 1993-06-30' Institutionen för Materialvetenskap, KTH, Rapportserie D, Juli 1993.
- 16.K. Ikonen: 'Evaluation of Corium Leakage through TVO RPV Bottom Nozzles after Core Melting Accident.' VTT Reserach Report ENE4-38/94.
- 17.R. E. Henry, D.A. Dube: 'Water in the RPV: A Mechanism for Cooling Debris in the RPV Lower Head'. Proceedings of CSNI Specialist Meeting on Selected Containment Severe Accident Management Strategies, Stockholm, June 13-15, 1994. NEA/CSNI/R(95)3.
- 18.Y. Waaranperä: 'APRI — Ex-Vessel Project Task 2, In-Vessel Core Melt Progression. MAAP 4 Calculations for Forsmark 3 — Work Report', ABB Atom Report NT 95-025, February 1995.
- 19.W. Baltyn: 'Forsmark 3: Severe accident evaluation. Parametric study of lower head failure with APRIL code using new models of lower plenum and lower head", ABB Atom Report NTE 94-310, December 1994.
- 20.'Recriticality in a BWR Following a Core Damage Event", NUREG/CR-5653, Pacific Northwest Laboratory-Batelle Memorial Institute, 1990.
- 21.E. Söderman et al: 'Handbok över haveriförlopp i svenska reaktorer', RAMA III 89-01.
- 22.T. Okkonen, T.N. Dinh, V.A. Bui and B.R. Sehgal: Quantification of the Ex-vessel Severe Accident Risks for the Swedish Boiling Water Reactors. KTH Institute of Nuclear Power Safety, SKI Report 95:76.
- 23.J.J. Sienicki et al: 'Ex-vessel Melt-Coolant Interaction in Deep Water Pool: Studies and Accident Management for Swedish BWRs'. Proceedings of the CSNI Meeting on Fuel-Coolant Interactions, Santa Barbara California, January 5-8, 1993. NUREG/CP-0127, NEA/CSNI/R(93)8.
- 24.T.G. Theofanous: 'Steam Explosion Seminar' ABB Atom Västerås 1993-12-14.
- 25.H. Zhao: 'Numeric Simulation of Steam Explosions: Model description.' ABB Atom Report NTE 93-111. October 1993.
- 26.T.G. Theofanous, W.W. Yuen, H. Zhao, I Jansson and W. Frid: 'A Study of Ex-vessel Steam Explosions in Swedish BWRs.' Proceedings of CSNI Specialist Meeting on Selected Containment Severe Accident Management Strategies, Stockholm, June 13-15, 1994, NEA/CSNI/R(95)3.
- 27.I.K. Huhtiniemi: 'A Critical Review of Experiments on Effects of Surfactants on Steam Explosions'. KTH, Division of Nuclear Power Safety. SKI Rapport 94:8 November 1993.
- 28.T. Öhlin, L. Olsson: 'Forsmark 3 Level 2 PSA Pilotstudie, Sammanfattande rapport". ABB Atom Rapport RPC 90-87. November 1992.
- 29.'Severe Accident Risks: An Assessment of Five US Nuclear Power Plants'. NUREG 1150, June 1989.
- 30.P. Jacobsson: 'Identifiering av dominerande fenomen i nivå 2 sekvenser B1/B2/O2'. Sydkraft Konsult Rapport ES-9305m034.
- 31.V Gustavsson: 'APRI Metodutvecklingsprojektet - Identifiering av dominerande fenomen för en PWR'. Vattenfall Rapport PT-83/93.

32. T. G. Theofanous: 'Dealing with Phenomenological Uncertainty in Risk Analysis', Workshop in advanced Topics in Reliability and Risk Analysis, Annapolis, USA, October 20-22, 1993.
33. P. Jacobsson: 'Fenomentråd för tankgenomsältning, pilotfall inom APRI projektet'. Barsebäck Kraft Rapport T-9503-73.
34. S. Björe: 'APRI - Metodutveckling och fenomenologi vid nivå 2 PSA. Sannolikhet för återflödning'. ABB Atom Rapport NTC 93-091.
35. S. Erixon: 'Ringhals 3/4 - Sannolikhet för härdskada plus utebliven återflödning av härden inom 4 timmar'. SKI PM nr 3/95.
36. 'Forsmark 3 Säkerhetsstudie', Vattenfall Rapport PK-15/87, februari 1987.
37. Z. Koszela, W. Baltyn: 'Severe Accident Evaluation of Vessel Melttrough'. ABB Atom Report RPB 92-140.
38. L. Tuveesson: 'Sensitivity Study - Repair of Containment Cooling Spray System (322/721/712) in Swedish PSAs'. ABB Atom Rapport RPC 88-141.
39. L. Bons, Staffan Björe: 'Kvalitativ CCF-analys med Cause-Defense matriser. Pilotstudie för dieselgeneratorer'. ABB Atom Rapport RPC 91-76.
40. T-boken, version 3. 'Tillförlitlighetsdata för komponenter i nordiska kraftreaktorer.' ATV kansliet 1993.
41. J. Nirmark: 'Ringhals 3/4 Säkerhetsstudie'. Vattenfall RAPPORT PT - 11/92.
42. 'Säkerhetsstudie Barsebäck 1984, PSA reviderad utgåva 1987'. Sydkraft Rapport TV8702-84, februari 1987.
43. V. Gustavsson. 'APRI Metodutvecklingsprojektet - Fenombearbetning DCH'. Vattenfall rapport PT-72/94.
44. V. Gustavsson: 'Metod för bestämning av sannolikheten för brott på inneslutningen på grund av vätgasförbränning i PWR'. Vattenfall Rapport PT-131/92.
45. I. Wall, M. Merilo: 'Containment Filtration System Test - Summary Report', EPRI, ACE Report TR-A22 (1992).
46. R. Ritzman: 'Containment Iodine Behavior Experiments - Summary Report', EPRI, ACE Report TR-B27, (1993).
47. I. Wall, B.R. Sehgal: 'Molten Corium Concrete Interactions - Summary Report', EPRI, ACE Report TR-C42 (1993).



STATENS KÄRNKRAFTINSPEKTION
Swedish Nuclear Power Inspectorate

Postadress/Postal address

SKI
S-106 58 STOCKHOLM

Telefon/Telephone

Nat 08-698 84 00
Int +46 8 698 84 00

Telefax

Nat 08-661 90 86
Int +46 8 661 90 86

Telex

11961 SWEATOM S