

10070x/301

SAMENVATTING VAN HET ONGEVALSVERLOOP IN TSJERNOBYL

Ir.drs. F.W. van Iddekinge

Kernfysische Dienst

INIS-mf--10988

Ministerie van Sociale Zaken en Werkgelegenheid

1. INLEIDING

In het volgende wordt, citerend uit een tweetal IAEA documenten, te weten de rapportage van de USSR State Committee on the Utilization of Atomic Energy genaamd 'The Accident at the Chernobyl Nuclear Power Plant and its Consequences' t.b.v. de IAEA Experts Meeting van 25-29 augustus 1986 in Wenen en het INSAG (International Nuclear Safety Advisory Group) Summary Report on the Post-Accident Review Meeting on the Chernobyl Accident opgesteld in Wenen van 30 augustus - 5 september 1986, getracht een logisch verband te schetsen tussen:

- de bijzondere kenmerken van de RBMK-1000 LWGR;
- de oorzaak van het ongeval;
- het verloop van het ongeval en
- de technische tegenmaatregelen.

2. BIJZONDERE KENMERKEN VAN DE RBMK-1000 LWGR

De 4 reactoren die op 26 april 1986 in Tsjernobyl in bedrijf waren hadden nogal wat kenmerken die hen onderscheidt van multi-unit PWR's of BWR's.

In verband met het ongevalsverloop zijn de volgende kenmerken vermeldenswaard.

- De RBMK-1000 reactoren worden minimaal als twin units gebouwd voor base-load bedrijf gezien de lange opwarmtijd nodig i.v.m. materiaalspanningen in de metalen constructie die de kern en de moderator draagt en de hoge moderator temperatuur (550 - 700°C). Xe vergiftiging bij lagere vermogens, de lage  $K_{eff}$  bij opstarten, alsmede het ontwijken van het Wigner-effect spelen hierbij een belangrijke nevenrol.
- Elke RBMK-1000 reactor heeft twee 500 MWe turbines. De 4 reactoren in Tsjernobyl hebben 8 stoomturbines die achter elkaar in één gebouw staan dat is verbonden met de 4 reactoren. De reactoren zijn alle van elkaar gescheiden ondergebracht, de turbine-generatorcombinaties echter niet. Deze staan in één hal met een lengte van ruim 800 m en een breedte van ruim 50 m.
- Elke RBMK-1000 reactor bevat ongeveer 1800 ton grafiët als moderator en reflector.  
Het grafiët heeft een dichtheid van ongeveer 1.7 gram/cm<sup>3</sup>. De grafiëtmasse bestaat uit bijna 2500 kolommen van 25 x 25 x 60 cm (l x b x h) blokken. Het grafiët, dat zich in een dunne cilindrische tank bevindt, wordt d.m.v. een He-N<sub>2</sub> circulatiesysteem geïnertiseerd.
- De kern van de reactor bevindt zich in 1661 enkelwandige drukbuizen in de vorm van twee elementen boven elkaar per drukbuis. Elk element bevat 18 splijtstofstaven met een lengte van ongeveer 3,5 m en een uitwendige diameter van 13,5 mm. De splijtstofbekleding is een Zr-Nb legering die 1% Nb bevat. De drukbuizen en het splijtstofelementraamwerk zijn van een Zr-Nb legering die 2,5% Nb bevat. De kern is zeven meter hoog, de drukbuizen lopen

echter ongeveer 22 meter verticaal. Buiten de kern zijn de drukbuizen van roestvrijstaal zodat minimaal twee lassen per drukbuis moeten worden gelegd. De drukbuizen hebben een wanddikte van 4 mm en een inwendige diameter van 80 mm. De drukbuizen lopen met een vierkante steek van 25 cm door de moderatorblokken die daartoe in het midden zijn voorzien van 111 - 114 mm grote ronde gaten. Het koelmiddel (licht water) wordt van onderen naar boven door de drukbuizen gepompt. De gemiddelde verdamping is 14,5% na het verlaten van de kern.

De totale kern is 7 meter hoog en heeft een diameter van 11,8 meter.

- De regelstaven (211 in totaal) bevinden zich in regelstaafkanalen die ook van een 2,5% Nb-Zr legering zijn vervaardigd, 3 mm dik zijn en eveneens een uitwendige diameter van 88 mm hebben. De regelstaafkanalen worden van boven naar onderen doorstroomd met water met een maximum temperatuur van 75°C bij uit treden van de kern.

De regelstaven zijn gemaakt van B<sub>4</sub>C ringen tussen een binnen en een buitenpijp van een Al-legering.

- In totaal bevat de kern ruim 140 ton Zr en ongeveer 1 ton Al.
- Stoom/water scheiding en stoomdroging vinden plaats in 4 separatoren met een diameter van 2,6 m en een lengte van 30 m. Elke separator is verbonden met ruim 400 drukbuizen, heeft twee 400 mm stoomverzamelleidingen en 12 waterafvoerpijpen en wordt gevoed met ontgast condensaat. De separatoren staan twee aan twee opgesteld in aparte ruimtes. De 8 stoomverzamelleidingen van de 4 separatoren kunnen 4 turbines voeden, zodat het opdelen van de kern in twee separate kringlopen in de stoomcyclus teniet wordt gedaan.

- 5% van het vermogen van de reactor (d.w.z. 160 MWth) komt vrij in de grafiet moderator t.g.v. afremmen van neutronen en verstrooiing van  $\gamma$ -straling. De moderator moet dus gekoeld worden.

Dit gebeurt op 3 manieren:

- 1e door afvoer van warmte naar de koudere drukbuizen (via grafiet ringen)
- 2e door afvoer van warmte naar de koudere regelstaafbuizen (via grafiet ringen)
- 3e door separate koeling van het inertiseringsgasmengsel.

- De reactor heeft meerdere fysische kenmerken die voor een onvoorspelbaar gedrag kunnen zorgen bij bedrijf buiten de van te voren vastgelegde randvoorwaarden.

De reactor heeft onder alle omstandigheden een positieve void coëfficiënt (dampbel/coëfficiënt) van het koelmiddel en een positieve temperatuurcoëfficiënt van de moderator.

Naarmate de splijtstof verder verspleten is neemt de reactiviteitsmarge dusdanig sterk af dat ruim 240 additionele B<sub>4</sub>C absorbers die bij een verse kern nodig zijn om de reactiviteitsmarge niet te groot te laten worden (voor het relatief zwakke regelsysteem) moeten worden getrokken en worden vervangen door splijtstofelementen.

Bij de 4e eenheid in Tsjernobyl waren alle additionele absorbers op een na reeds getrokken toen men op 25 april 1986 aanstalten maakte om het vermogen te verminderen.

Het aantal additionele absorbers (240) is dus initieel groter dan het totaal aantal regelstaven (211).

De reactiviteitseffecten zijn zeer sterk bij een lage stoomkwaliteit (1% verdamping op massabasis geeft een voiding van ongeveer 15%) en een lage verrijking (of een hoge burn-up).

Het vervangen van verse splijtstof door verspleten splijtstof in 1000 van de 1661 drukbuizen geeft een reactiviteitseffect van 20%.

Een temperatuurstoename van 1000 °C van de moderator geeft een reactiviteitstoename van 7% onder normale bedrijfsomstandigheden bij een vrijwel verspleten kern.

- Het noodstroomsysteem moet binnen 55 seconden na uitval van het externe net en dus van de turbine generatoren voldoende vermogen leveren om de noodvoedingwaterpompen te voeden. Gebeurt dit niet dan wordt geen stabiele natuurlijke circulatie gehandhaafd t.g.v. het leegkoken van de kern. (open veiligheden)

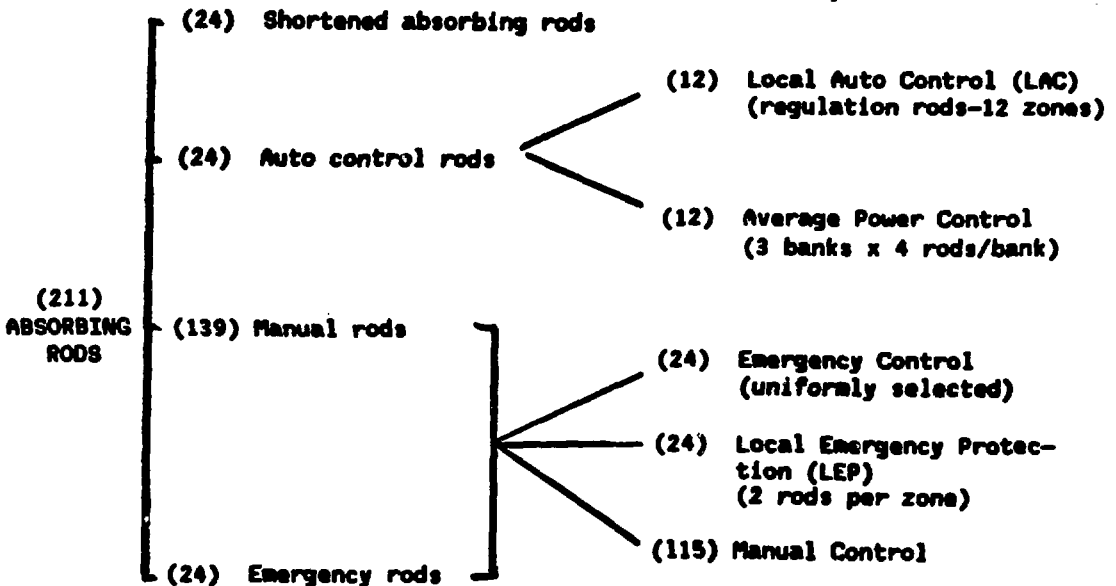
In de eerste 45 seconden na verlies van net wordt voorzien door een speciale run-down eenheid die de voedingwaterpompen van 6 KV voorziet tijdens het uitlopen van de turbine-generator combinatie(s).

Indien binnen 30 seconden na uitval van de turbine generator geen stabiele natuurlijke circulatie optreedt zal t.g.v. het vrijwel uitgelopen zijn van de hoofdkoelmiddelpompen op hun vliegwiel deze alleen kunnen ontstaan indien voedingwater wordt toegevoerd. M.a.w. faalt de run-down unit dan verliest de reactor gedurende minimaal 25 seconden zijn voedingwater.

Het hoge druk kernnoodkoelsysteem (ECCS) kan dan nog handmatig bediend worden. Het ECCS reageert onder deze omstandigheden (dus geen LOCA) alleen automatisch op een coïncidentie van laag niveau in de separatoren en een afname van het drukverschil tussen perszijde hoofdkoelmiddelpompen en de separatoren.

- De reactor heeft geen volledig containment maar z.g. confinement boxes (accident localisation systeem) met een ontwerpdruk van respectievelijk 0.8 bar (de waterpijpen onder de reactor), 4,5 bar (de zuig en pers headers van de hoofdkoelmiddelpompen) en 0,8 bar (de reactorruimte).  
Ontworpen wordt voor maximaal een 2F breuk van een 900 mm pers header van de hoofdkoelmiddelpompen. Voor de reactorruimten wordt maximaal een 2F breuk van één drukbuis aangenomen. De separatoren staan in ruimtes die indirect met de suppression pools zijn verbonden. Stoomleidingen vallen buiten het accident localisation system evenals de verbindende pijpleidingen tussen separatoren en hoofdkoelmiddelpompen.
- Er wordt tijdens vol vermogensbedrijf splijtstof gewisseld met een ruim 25 m hoge, 450 ton zware splijtstofwisselmachine. Tijdens dit wisselen komt de reactordruk op opblaasbare rubberen manchetten te staan.
- Het drukvereffeningssysteem bestaat in Tsjernobyl 3 en 4 uit twee boven elkaar gelegen bubblers (suppression pools) onder de reactorruimte. (In Leningrad staan deze bubblers als metalen vaten buiten het reactorgebouw).

- De reactor heeft een bijzonder complex regelsysteem.  
Alle regelstaven worden door elektrische servo-motoren die in de regelstaafbuizen zijn geplaatst aangedreven.  
Er bestaat geen separaat snel afschakelsysteem.  
Een geheel getrokken regelstaaf heeft bijna 20 seconden nodig om geheel in de kern te worden gebracht.  
Het regelsysteem moet complex zijn t.g.v. de ruimtelijk instabile volumineuze kern met een betrekkelijk lage vermogensdichtheid. Lokaal moeten instabiliteiten voortdurend worden gecorrigeerd.  
Het merendeel van de regelstaven (139 van de 211) wordt met de hand bediend.  
24 regelstaven hebben de halve lengte en worden in tegenstelling tot de andere regelstaven van onderen in de kern gebracht.
- De automatische regelsystemen voor globale vermogenshandhaving (AR) zijn niet alle 3 identiek. 2 systemen bestrijken het werkgebied 5% N nominaal - 100%N nominaal en 1 systeem het lage vermogenstraject 0,5% N nominaal - 10% N nominaal.  
De regelsystemen van Tsjernobyl 4 worden in het volgende schematisch weergegeven.



3. De oorzaak van het ongeval

Doel was loss of off-site power (verlies van extern net) op te vangen door de traagheid van de stoomturbine-generator combinatie bij cut-off van stoom bij 700 - 1000 MW<sub>th</sub>.

Experiment werd begeleid door zelfde crew als in 1982 en 1984 toen experiment mislukte ten gevolge van niet kunnen handhaven van de spanning aan de busbars (generatorklemmen) tijdens rundown.

Deze crew bestond uit electrotechnische experts (van Dom Tech Energo) die de elektrische installaties had ontworpen. Chief engineer (van Tsjernobyl) had plannen goedgekeurd in 1982.

Om de spanning gedurende langere tijd te kunnen handhaven (nl. totdat de emergency diesels zouden zijn bijgekomen) was een nieuw 'impulse block' ontwikkeld ter regeling van het veld van de generatoren. - Alhoewel programma slecht was doordacht en plant personnel niet voldoende was voorgelicht, zou het experiment geen bijzondere gevolgen hebben gehad indien een aantal onwaarschijnlijke fouten en gebeurtenissen zich niet opeenvolgend had gemanifesteerd.

Het experiment moest en zou lukken aangezien het anders pas weer over 1 à 2 jaar (vóór het periodiek onderhoud) zou kunnen worden herhaald.

De bedoeling was om na afschakelen van de stoomtoevoer naar de turbogenerator, de nog aanwezige mechanische energie van de turbogenerator te gebruiken om de hoofdkoelmiddelpompen nog enige tijd van energie te voorzien.

Daarmee zou de tijd overbrugd worden, die nodig was om de nooddiesel-generator over te laten nemen. (55 seconden)

Uiteindelijk doel was het testen van het nieuw ontwikkelde 'impulse block' dat bij afnemend toerental van de generator diens veld dusdanig zou moeten variëren dat de spanning aan de generator voldoende bleef om via de eigen bedrijfstransformator de 6kV hoge druk noodvoedingwaterpomp van electriciteit te voorzien. Dit werd gesimuleerd door meer hoofdkoelmiddelpompen van elektrische voeding te voorzien dan normaal vereist is.

Het experiment ging vooraf aan een geplande stopperiode voor algemeen onderhoud en massale splijtstofwissel, die op zaterdag 26 april in de ochtend zou beginnen. Voor de experimentatoren was er dus veel aan gelegen om voor die tijd klaar te zijn. Als zij niet op tijd klaar zouden zijn, zou het experiment weer twee jaar moeten wachten.

De proef had kunnen gebeuren na een reactorscram, maar om de mogelijkheid te hebben, na mislukking een tweede proef uit te voeren, besloot men de test uit te voeren op 700 MWth. (Het minimum toegelaten continu vermogen tijdens bedrijf van een RBMK-1000 reactor).

De test werd gezien als een louter electrotechnische aangelegenheid. Een electrotechnisch ingenieur had de leiding. Het programma was in 1984 en 1986 niet besproken met de plant fysicus, noch met de interne veiligheidscommissie of met het inspectoraat.

Tijdens het verlagen van het vermogen (zie 4 Het ongevalsverloop) moet men ten gevolge van externe neteisen onverwacht ruim 10 uur op 1600 MWth (half vermogen) blijven draaien. Dit heeft tot Xe vergiftiging geleid.

Tijdens het overnemen op het globale automatische regelsysteem van het lokale automatische regelsysteem vergeet een operator het bevel "houdt vermogen" in te voeren.

Hierdoor blijft vermogen zakken zonder dat men de oorzaak kan achterhalen. Als het vermogen nog langer tussen 30 en 200 MWth had geschommeld zou de reactor zichzelf binnen een uur hebben uitgeschakeld door Xe vergiftiging. Echter men bleef staven trekken totdat men vrijwel geen regelstaaf (slechts 6 à 8 van de 211) meer in de reactor had en men een optredende snelle vermogensverhoging niet meer op tijd kon corrigeren.

De volgende tabel geeft de belangrijkste 6 gemaakte fouten aan zoals gerapporteerd aan de IAEA.

Violaten	Reasen	Consequences
1. Reducing the operational reactivity margin substantially below the permissible value (6-8 rods equivalent instead of 30).	Attempt to emerge from "iodine well" (xenon poisoning).	Emergency protection system of reactor was ineffective. This was the crucial error.
2. Power dip well below the level provided for by the test programme.	Operator error in setting automatic control system when reducing power.	Reactor proved to be in a condition that was difficult to control.
3. Connecting of all eight main circulation pumps to the core, with individual pump discharges exceeding the levels specified in the regulations.	Meeting the requirements of the planned tests.	Coolant temperature in the main circulation circuit approached saturation temperature.
4. Blocking of the reactor protection system which trips reactor when both turbogenerators are shut down.	Operators wanted, if necessary to have possibility of repeating the experiment. Wanted to maintain sufficient steam.	Loss of possibility of automatic shutdown of the reactor.
5. Blocking of protection systems which trip reactor on water level and steam pressure in signals from the drum separator.	Operators determination to perform turbine-generator tests despite unstable reactor operation.	Reactor protection systems triggered by heat transfer parameters completely cut off.
6. Switching off the emergency core cooling system, which is the system designed to protect against the design basis accident (a circulation system pipe break).	Operator wished to avoid spurious triggering of the emergency core cooling system while the turbine generator experiment was going on.	Loss of the possibility of reducing the scale of the accident.



#### 4. Het ongevalsverloop

Thans laten we het INSAG-rapport aan het woord ter beschrijving van het ongevalsverloop.

The electrical load of the ECCS pump was to be simulated by powering a greater number of main circulating pumps than are normally supplied by the turbogenerator. The test was intended as a purely electrotechnical one which was thought to have no impact on nuclear safety. As a result the initiative and direction of the test was left to electrical experts. Little emphasis was put on nuclear safety, and proper authorizations were not obtained. The scene was thus set, but, as will be clear from what follows, the accident would not have occurred without a wide range of other interrelated problems and major violations.

The planned basic steps in the test were: reduction of power to between 700 and 1000 MW(th); blocking the ECCS to prevent spurious initiation during the test; reconfiguration of the main circulating pumps such that four were fed from the station electrical service and four from the turbogenerator; and finally, isolation of the turbogenerator.

At 01:00 on 25 April, preparation for the test was begun<sup>(a)</sup> \* by the start of power reduction. At 13:05 the reactor power reached 50% and turbogenerator No. 7 was shut down<sup>(b)</sup>. Shortly afterwards (14:00) the ECCS was isolated<sup>(c)</sup>. The power reduction was stopped on request from system control<sup>(d)</sup> and not resumed until approximately 9 h later.

During this period the ECCS remained isolated<sup>(e)</sup>. Although subsequent events were not greatly affected by this, the fact that the ECCS was not reset reflects the attitude of the operating staff in respect to violation of normal procedures. At 23:00 power reduction resumed<sup>(f)</sup> and another unusual event occurred. As the operator transferred unit power control from the local to the global regulating system a 'hold power' request was not entered. Consequently the reactor power decreased rapidly<sup>(g)</sup> below the minimum permissible level of 700 MW(th). As a consequence, the power level fell rapidly, being driven by the collapse in voids (reduced boiling) in the reactor. The reactor power fell to 30 MW(th)

and the operator was only able to bring it back to 200 MW(th) by manually withdrawing the control rods.

In the power regime below about 700 MW(th), the relationship between steam volume and mass is highly non-linear, to the point where small power (and hence steam mass) changes lead to large steam volume (and hence void) changes, making power control and feedwater control very difficult. The combination of too many control rods withdrawn from the core and operation at this low power level violated a number of procedures. It also created the conditions which both accelerated the reactor's response characteristics to plant or reactor perturbations and reduced the effectiveness of the protection system.

The positions of control rods are of dominant importance in determining these response characteristics. The further they are withdrawn, e.g. to maintain a constant power, the more positive the void coefficient and the more sensitive the reactor to any effect that results in a change in the void distribution and/or level in the core. If the power changes, the heating up of the fuel and the conduction of that heat into the coolant modifies the rate of power rise. The fuel temperature coefficient is negative and the net effect of the fuel temperature rise and the additional voiding resulting from that rise is dependent upon the power level. For the RBMK reactor under normal conditions, the net effect (expressed through the power coefficient) is negative at full power and becomes positive below about 20% power. If operational manoeuvres make the void coefficient larger than normal, this has a direct effect on the magnitude of the power coefficient and the power range over which it remains positive.

The reactor was then operating at 200 MW(th), a level which is forbidden for continuous operation. Nevertheless, the operator decided to continue the test programme. While this was a major violation of operating

---

\*Superscripts refer to the sequence in Table I.

procedure, it was not in itself enough to have caused the accident. Later actions compounded the problem.

The operator turned on the fourth pump in each loop, according to plan<sup>(i)</sup>, but, because the reactor was in such a low void condition with low system thermal hydraulic resistance, the pumps delivered excessive flow to the point where they exceeded their allowed limits derived from cavitation considerations. The throttling valves could not be trimmed further, and the increased core flow led to problems with the level in the steam drum. The operator compensated by increasing the feedwater flow but was unable to get the steam drum level to the desired value because of the coarseness of feedwater control at these power levels.

By 01:19 on 26 April the steam drum level was still hovering near the emergency level. The operator increased feedwater flow<sup>(k)</sup>. Introduction of this feedwater, while raising the drum level, resulted in void reduction which added negative reactivity to the system. The automatic control rods attempted to compensate<sup>(l)</sup> but required further withdrawal of manual rods to maintain the reactivity balance<sup>(m)</sup>. The system pressure started falling, and steam to the turbine bypass was shut off in an attempt to stabilize pressure<sup>(n)</sup>. The relationship between pressure, water flow and voidage are all interlinked, so that they determine the control system actions. The system response to these interactions is further sensitized by the low power condition. Since the operators were having trouble with pressure and level control, they switched off the reactor trips associated with these parameters<sup>(k)</sup>.

It should be noted that from around this point onward (01:19 on 26 April), much of the information presented is based on calculations provided by the Soviet experts.

When the operator decided that the steam drum level was sufficiently high he sharply reduced the feedwater flow<sup>(o)</sup>, producing more voidage and more positive reactivity, and the control rods were inserted automatically to compensate and maintain reactor power constant<sup>(p)</sup>. The operator obtained a printout of the neutron flux distribution from the station monitoring computer before the test. This printout showed that too many

control rods were out of the core and that he did not have enough reactivity reserve to meet his shutdown requirement<sup>(q)</sup>. At this point he should have shut down the reactor.

The reactor trip on loss of the second generator was switched off to allow a repeat of the test if needed<sup>(r)</sup>. This was a key violation of the test programme, since the reactor would have safely shut down when the test began, even with the rod configuration existing at the time. The test could have, and should have, been conducted in such a way that the reactor tripped when the test began. Such a procedure had worked successfully on previous tests. The only reactor protection signals left in operation at this time were the trips of high power and low period.

When the emergency stop valve to the turbine was closed<sup>(s)</sup>, the steam pressure began to rise. The flow through the core started to drop because four of the main cooling pumps were running down with the generator. Increasing pressure, reduced feedwater flow and reduced flow through the reactor are competing factors which determine the volumetric steam quality and hence the power of the reactor. It should be emphasized that the reactor was then in such a state that small changes in power would have led to much larger changes in steam void, with consequent power increases. The combination of these factors ultimately led to a power increase beginning at about 1:23:30<sup>(t)</sup>.

The shift foreman ordered shutdown of the reactor at 1:23:40, but by that time it was too late. There was insufficient reactivity left in the rods that were in the core, and the others at the top of the core could not be inserted fast enough to counteract the power increase caused by the competing factors cited. The power is calculated to have reached more than 530 MW within three seconds and the period of the excursion was much less than 20 s. Automatic shutdown initiation on the high power and low period trip signals at this time was too late to be effective. The positive void coefficient of reactivity inherent in the RBMK design continued to add more reactivity and the prompt critical value was exceeded. The power was calculated to have reached 100 times full power within four seconds after 1:23:40. This catastrophic increase in reactor power resulted in fuel

fragmentation, rapid generation of steam and ultimate destruction of the reactor core and associated structures.

The rapid damage progression during the first seconds of the accident, the high radiation level and the high temperatures at the later stage precluded direct measurements. The following description of the events is based on visual observations, radiation level measurements, knowledge from experiments before the accident and calculations after the accident. Further analytical and experimental studies as well as analysis of damaged material are necessary to give more insight into the accident sequence and related processes.

The following facts are known:

- An explosion occurred with some material ejected;
- A second explosion occurred with fuel and graphite ejected;
- Graphite blocks were found outside the reactor building;
- Fuel fragments were found outside the building;
- The buildings were severely damaged;
- The crane and refuelling machine collapsed;
- The upper plate was relocated in an upright position within the reactor well;
- All channels were ruptured;
- The chain reaction stopped.

These observations are linked in the following account. The large reactivity input resulted in an extreme energy addition to the fuel. In such a case the hot fuel and other fragments would have interacted with the surrounding water. The subsequent steam production resulted in a pressure increase. The overpressure and the heat production ruptured a number of fuel channels and the upper part of those channels. During this first explosion fragmented material was ejected and the roof of the reactor hall was damaged. The reactor space, which is designed for the rupture of only one fuel channel, overpressurized and the upper plate with a weight of about 1000 tonnes was lifted.

At this moment all fuel channels were ruptured, the control rods lifted and the horizontal pipes sheared off. The second explosion happened about two to three seconds after the first explosion. It is not yet clear whether the hydrogen produced, reacting with air, was the cause, or whether it was the result of a second power excursion. About 25% of the graphite blocks and material from the fuel channels were ejected. The inventory of the system was blown into the reactor core, the reactor hall and the space below the core. The water-containing shielding tanks broke.

The operators succeeded in injecting water by using the auxiliary feedwater pumps. The injection locations were the steam separators and the headers between the steam separators and the pumps. For about half a day, water was injected at a flow rate of 200-300 tonnes/h. Water was taken from the storage tank for injection into the intact half of the reactor via the ECCS. Some water evaporated. The remaining water flowed out of unit 4 in the direction of Units 1 and 2.

As a result of the damage to the building, an air flow through the core was established driven by the high temperatures of the core. The temperatures of the core region could not be measured and so the behaviour of the graphite and the fuel cannot be described fully. It was observed that during the first day steam was escaping from the reactor, while from the second day on a small amount of dark smoke was observed. It is evident that the graphite reacted with air and steam. Soviet experts assess that at least 10% of the graphite burned, though this may be an underestimate: it would not be surprising if much more graphite actually reacted.

A variety of materials with a total weight of 5000 tonnes was added to the reactor vault by the response teams. This measure obviously decreased the air flow and the release of fission products though it also decreased the heat losses to the environment.

The crew succeeded in injecting nitrogen into the lower part of the building. Some pipes were cut to direct the flow, though the different flow paths are not known.

By means of gamma measurements from the outside of the concrete biological shield, it was assessed that most fuel is below the core in the compartment with the water pipes. Some fuel is expected to be in the area of the horizontal outlet pipes. These measurements showed also that some fuel remained within the core, mainly in the outer peripheral part. How this fuel is fixed within this volume is not yet clear. Of the fuel, 3-4% was ejected either in the form of fragments (on the site only) or as particles with diameters ranging from less than 1 micrometre up to tens of micrometres.

The concrete plate below the reactor was not melted through. The degree of melt/concrete interaction cannot be assessed at this stage.

#### CHRONOLOGY OF EVENTS

##### 1. Chronology of Events up to the Rapid Power Increase

The detailed sequence of events shown in Table I refers to the description in the Soviet Working Documents.

The underlinings indicate the major violations and important features which ultimately led to the disaster. The superscripts refer to the corresponding letters in the text.

**TABLE I. ACCIDENT EVENT SEQUENCE**

		Interpretation	
Time	Event	Result of event	Significance
25 April 1:00:00	The start of reactor power (a) reduction	Initial steps of test programme and planned maintenance outage	The slow reduction in power would help to reduce the effects of the buildup of xenon poison
13:05:00	Reactor power reduction stopped (b) at 50% of full power. Turbo-generator No. 7 switched off. Electric power requirements for Unit's needs switched to TG No. 8 (four main circulating pumps, two feed pumps, plus other equipment)		These components will run down with the TG during the test. Pump configuration at this time: four running from TG No. 8; two running from grid; two on standby connected to grid
14:00:00	The ECCS was isolated (c)	Done in accordance with the test plan because crew wished to avoid spurious triggering	Safety principle violation, but blocked ECCS played no role in transient to point of core disruption. Might have been useful in the post-disruption period  Note: Discussion by Soviet experts confirmed during the meeting that ECCS blocking was not necessary for the test
	Load dispatcher halted the (d) power reduction		The long hold in power would further reduce the buildup rate of xenon at test power level
	<u>ECCS remained isolated (e)</u>		



Interpretation

Time	Event	Result of Event	Significance
23:10:00	Power decrease continued (f) towards the target level of 700-1000 MW(th)		In accordance with test procedure. This level was chosen to be above the minimum allowable operating power of the reactor (~700 MW(th))
26 April			
0:28:00	<u>Operator error with transfer (g) from local (LAR) to global power (AR) control - hold power at required level not entered</u>	<u>Power reduced to 30 MW(th) owing to inability of the automatic control rods and lack of prompt operator action to compensate for the void due to power-flow mismatch</u>	Negative reactivity added to system and more manual rods withdrawn to compensate
1:00:00	The reactor was stabilized at (h) a power of 200 MW(th)	<u>Reactor operating below the minimum permissible power level</u> <u>Required reactivity reserve margin violated</u>	No excess reactivity available to raise power
1:03	The fourth main cooling pump (i) powered from the grid was connected to the left loop of the heat transport system	Owing to low power and increased flow rate of coolant in the heat transport system, the coolant temperature approached saturation	This adds negative reactivity to the system, necessitating withdrawal of more rods to compensate

Interpretation

Time	Event	Result of event	Significance
1:19:58	The steam bypass valve was (n) closed	Slowdown in the rate of drop of the steam pressure	
1:21:50	The feedwater flow exceeded four times the balanced flow rate	Steam drum level still rising, pressure still falling	Control rod position constant as modelled. Reduction in pressure produces enough void to compensate additional feedwater flow
	<u>Operator abruptly decreases the (o) feedwater flow</u>		
1:22:10	Steam quality starts rising (p), automatic control rods start driving in, water level in steam drum stabilizes	Warmer water reaching core inlet produces a rise in average core void, control rods drive in to compensate	
1:22:30	Feedwater flow reduced to two-thirds of the balanced flow rate	Operator unable to stop feedwater flow rate at desired level owing to coarseness of control system, not designed for this operating regime	Control rods have moved in to compensate added reactivity of increased voiding
	The distribution of power (q) density and the positions of every control rod were printed out	This was done to establish the flux distribution and reactivity margin prior to beginning the test	<u>Confirmation that the operational reactivity reserve margin was half of the minimum permissible, and the operator should have initiated immediate shutdown based on the computer printout</u>

Interpretation

Time	Event	Result of event	Significance
1:22:45	Feedwater flow rate stabilized	Steam quality in the core stabilizing, pressure starts rising	
1:23:04	<u>The personnel blocked the (r) two TGS-trip signal.</u> Emergency stop valve to the (s) turbine was closed. The reactor continues operating at a power of 200 MW(th)	TC No. 8 test starts	<u>Removal of last process safety system trip to allow test to be repeated.</u> <u>This trip would have saved the reactor.</u> Operator aware he was inducing transient which required shutdown. (This was not provided for in the test programme)
1:23:10	One group of automatic control rods starts driving out	Core void decreasing because of increasing system pressure	
1:23:21	<u>Two groups of automatic control rods begin reinsertion</u>	Reduction of the coolant flow rate and the approach of the warmer water to the core	Both of these results lead to positive reactivity addition to the core. Control rods trying to balance this addition
1:23:31	Net reactivity increasing (t) with subsequent slow increase in reactor power	Control rods can no longer balance added reactivity	Power slowly rises; positive power coefficient accelerates reactivity imbalance

---

**Interpretation**

---

<b>Time</b>	<b>Event</b>	<b>Result of event</b>	<b>Significance</b>
1:23:40	<u>Operator pushes AZ-5 button</u> (reactor trip)	No apparent effect	
1:23:43	The triggering of the high power and short period alarms		<u>The emergency protection is not efficient enough to prevent the reactor runaway.</u>
	The sharp growth of the calculated fuel temperature		Heat transfer crisis
1:23:44	Rapid increase in power		Calculated power reaches 100 times full power

## 2. Chronology of Events after the Rapid Power Increase

The precise subdivision into time intervals (relative to zero at the time of the first explosion) given in this subsection is not known; it is used only to organize the sequence. No importance is attached to the exact interval boundaries.

### Around the time of first explosion

Fuel within about 30% of the volume fragmented, leading to an interaction with surrounding water and subsequent steam production and pressure increase. Some hydrogen might have been produced.

Some fuel channels were destroyed, owing to loads from radiation heat-transfer, impinging material and overpressure. The locations of ruptures are expected to be near the location of the power excursion, the closing plugs of the fuel channels or the pipes above the upper core plate, and the bends of the inlet pipes below the lower core plate.

Some fuel or cladding or channel material was ejected through the roof of Unit 4.

### Two to five seconds later

Pressure increased perhaps to several megapascals (several tens of bars) within the reactor space owing to steam from the primary circuit, and steam was produced during and after the fragmentation process.

Upper core plate (about 1000 tonnes) started lifting with subsequent rupture of all fuel channels, lifting of control rods and shearing of horizontal pipes.

A second explosion occurred two to three seconds after the first explosion. It is not yet clear whether a second power excursion or exploding hydrogen led to this explosion.

Fuel displacement continued into the compartment below the lower core plate and into the area of the horizontal pipes.

The graphite blocks were displaced radially, also damaging the water filled shielding tank.

**Within several minutes**

Steam and water from the blowdown of the system inventory and water from the shielding tanks were released into the core volume, the reactor hall and the compartment below the lower core plate.

Possible reactions with graphite, zirconium and fuel.

**On the first day**

Water was injected into steam separators and headers soon after the accident for about half a day using auxiliary feedwater pumps, with a mass flow rate of 200-300 tonnes/h.

Water injection was stopped owing to the danger of flooding Units 1 and 2.

Steam escaped from the reactor.

Air flow established through the core region driven by high core temperatures.

**From the second to the tenth days**

Dark smoke resulting from reactions with graphite escaped from the reactor.

Dumping of sealing and filtering material.

Injection of nitrogen through the reactor core starting from May 5.

Fig. 1 laat het kernnoodkoelsysteem (ECCS, emergency core cooling system) in zijn geheel zien.

Het experiment betrof het simuleren van het snel voeden met de 3e snel reagerende redundante die berust op de generator run down eenheid. Bedoeld wordt de elektrische noodvoedingwaterpomp 13.

De voedingwaterpompen 8 en 11 zijn respectievelijk voor voeden bij een groot LOCA na ledigen van de accumulatoren (2x 6x14 m<sup>3</sup> water, of wel 2x50% redundantie) en voor het voeden van de niet beschadigde reactorhelft.

Normaal komt per noodstroomdiesel één pomp 11 bij na 25 seconden, één pomp 8 na 35 seconden en één pomp 13 na 55 seconden, na het ontstaan van een noodstroomsituatie.

Er zijn 3 noodstroomdieselgeneratoren.

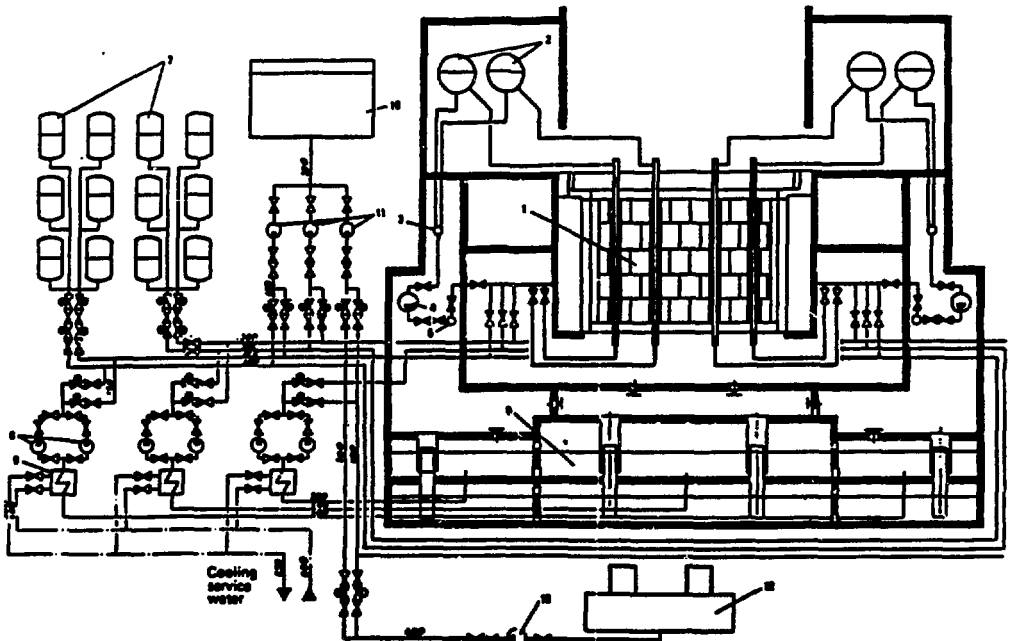


Fig. 1 Schematic drawing of the reactor's emergency cooling system

1. Reactor
2. Steam separators
3. Suction header
4. Main circulation pump
5. Pressure header
6. Pressure suppression panel
7. ECCS vessel
8. ECCS pumps for cooling the damaged half of reactor
9. Heat exchangers
10. Clean condensate container
11. ECCS pumps for cooling the undamaged half of the reactor
12. De-aerator
13. Feed pump.

Mechanische vrijkoming van splijtingsproducten

- V.w.b. de release van splijtingsproducten kunnen 3 à 4 fasen worden onderscheiden:
  1. de initiële explosies
  2. de grafietbrand
  3. de periode waarin materiaal op de brandende kern werd geworpen, gepaard gaande met een toename van de temperatuur en de lozing van splijtingsproducten
  4. de periode waarin een scherpe reductie van deze splijtingsproducten afgifte optrad, omstreeks 6 mei 1986.

De releases waren vooral in het begin ook van een mechanische (met name de explosies) aard.

$UO_2$  werd omgezet in  $UO_3O_8$  in de kern volgens  $3UO_2 + 2H_2O \rightarrow U_3O_8 + 2H_2$  (is bevestigd door USSR analyses).

Ook werd uraniumcarbide gevormd naar alle waarschijnlijkheid ( $UO_2 + 4C \rightarrow UC_2 + 2CO$  of  $UO_2 + 3C \rightarrow UC + 2CO$ )

- De verdeling van de splijfstofrestanten is na het ongeluk als volgt:

in de reactor	> 96%
op de site	0.3-0.4%
binnen een straal van 20 km	1.5%
buiten een straal van 20 km	2.0%

De splijfstof bevindt zich voornamelijk onder de corspronkelijke kern in de ruimte die de bochten en afsluiters van de individuele drukbuizen bevat.

Van het grafiet is ongeveer 250 ton (is ruim 10%) verbrand.

Achter de reflector zit veel ruimte; hier kunnen de grafietblokken naar toe zijn geblazen.

In de fragmenten van grafietblokken die zijn gevonden is nog geen splijfstof aangetoond. De analyses zijn echter nog in gang aangezien het thans erg moeilijk is om grafietblokken te pakken te krijgen.

- Volgens l'Homme (DAS-SASR, IPSN Frankrijk) is uit Franse berekeningen gebleken dat ongeveer 200 MJ is vrijgekomen bij de vermogensexcursie explosie en ongeveer 20% van de vluchtige splijttingsproducten (I, Cs e.a.). De door de USSR gegeven gevallen voor Zr-95 Np-239 zijn twee grootte-orde groter dan t.g.v. een normale fuel melt-down verwacht zou worden.

M.a.w. mechanische vrijkoming (mechanical release) heeft een belangrijke rol gespeeld bij het verspreiden van de splijttingsproducten.



5. De technische tegenmaatregelen

Volgens waarnemers buiten, waren er twee explosies kort achter elkaar, waarbij brandend materiaal de lucht in werd geblazen en neerviel op het dak van de turbinehal aangezien het dak van de reaktorhal van eenheid 4 volledig was weggeblazen.

Uit analyse achteraf kan worden geconcludeerd dat de eerste explosie het gevolg was van een sterke vermogenstoename, naar schatting meer dan honderd maal het normale vermogen (geschatte warmteontwikkeling 300 cal/gram  $UO_2$ ). Daarbij spatte de splijtstof in kleine delen uiteen en kwam in het koelwater terecht. Deze zeer hete splijtstoffragmenten veroorzaakten in het water snelle stoomvorming met een explosief karakter. Hierdoor bezweken de drukbuizen in ca 25-30% van de kern en werd de bovenplaat van de kernomhulling opgelicht. Alle 1700 koelpijpen die zich daarboven bevonden, braken af. De tweede explosie, twee tot vijf seconden na de eerste, werd waarschijnlijk veroorzaakt door de verbranding van waterstof dat bij de eerste explosie was gevormd.

Het grafiet in de reactor, dat niet langer van de lucht was afgesloten, vloog in brand.

De reactor schakelde toen hij homogeen werd zichzelf uit.

De explosies hadden een dertigtal branden tot gevolg op het reactorterrein, waar nog drie andere reactoren in bedrijf waren, en waar diverse fossiele brandstofvoorraden waren opgeslagen. Korpsen uit Tsjernobyl en Pripjat arriveerden acht minuten na het alarm op het rampterrein. Tezamen met de bedrijfsbrandweer hadden zij alle brandhaarden, op de reactorkern na, binnen 3 1/2 uur onder controle.

Brandbestrijding

Brandblustactiek was vertraging van het bereiken van brandgevaarlijke gebieden zoals de regelzaal en kabeltracé, olieopslagplaatsen en de olietanks van de hoofdkoelmiddelpompen.

De brand werd bestreden door 3 teams, nl. bedrijfsbrandweer en de korpsen van Tsjernobyl en Pripjat.

Men bestreed de brand vanaf het 71 meter hoge dak.

Het kostte enige moeite om de nodige uitrusting op het dak te krijgen. Men had de beschikking over een hoofdleiding binnen en buiten de centrale.

De dienstdoende majoor die het bluswerk leidde had 7 jaar simulator training gehad en 8 jaar brandbestrijdingservaring voordat hij de leiding kreeg van het brandweerkorps van Tsjernobyl.

Om 2:10 uur was het vuur bedwongen op het turbinegebouwdak en om 2:30 uur op het dak van het reactorgebouw. Binnen werd met brandblussers en hydranten geblust.

De brand was voornamelijk een oppervlakte brand.

Het blussen van grafietblokken die uit de reactor waren gevlogen gaf geen bijzondere problemen. Wel bleken deze blokken veel warmte in zich te hebben geaccumuleerd.

Op 27 april werd begonnen met het afdekken van de brandende kern. Men wierp vijfduizend ton materiaal vanuit grote militaire helikopters en 300 meter lange kabels af. Hiervan was 40 ton boriumcarbide ( $B_4C$ ) om de criticaliteit te verminderen, 800 ton dolomiet  $CaMg(CO_3)_2$  dat bij hoge temperatuur  $CO_2$  afscheidt, 2400 ton lood als afscherming de rest (1800 ton) klei en zand. Omdat men bang was dat de fundamenteën zouden bezwijken, is het storten op 10 mei gestopt. Voorts zijn er duizenden liters vloeibare stikstof geïnjecteerd om de kern te koelen en werd beton onder de kern gestort. Met decontaminatie van de omgeving is vrijwel direct begonnen.

De maximaal gemeten temperatuur is  $2000^\circ C$  (optische pyrometers).

Het storten van de materialen gaf een duidelijke vermindering van de lozing; na de 6e dag nam deze echter weer toe, waarschijnlijk door de temperatuurstijging in het grafiet. Er werd toen besloten te trachten met vloeibare stikstof de temperatuur in het brandende grafiet omlaag te brengen. Na de tiende dag kwam bijna niets meer vrij.

Het ongeval is in korte tijd (binnen 1 uur) conform daarvoor vastgelegde procedures bij "rampen" aan Moskou gemeld. Hierbij is echter gedeformeerde informatie verstrekt waaruit niet bleek hoe ernstig de situatie was.

Deze toestand heeft voortgeduurd tot de Staatscommissie op 26 april om 20.00 uur arriveerde. Op 27 april om 11.00 uur werd met de evacuatie van Pripyat begonnen en was deze binnen 2 1/2 uur voltooid. Kort daarna werd

met Tsjernobyl en andere dorpen begonnen tot een afstand van 35 km. In totaal werden 135.000 mensen geëvacueerd (Pripyat 49.000, Tsjernobyl 12.000). Dat niet eerder met evacuatie was begonnen had de volgende redenen:

- de eerste radioactieve wolk had het stadje gespaard; de stralingstoestand was redelijk stabiel;
- er was geen bestaand noodplan van toepassing; de nodige voorbereiding voor de evacuatie moest nog worden getroffen (het inschakelen van 1100 bussen!).

Het verblijf binnenshuis was nog het meest veilige.

Mede met het oog op de toestand van de wegen werd de opdracht gegeven binnenshuis te blijven. Voor de dunbevolkte omgeving van Pripyat was de toestand echter aanmerkelijk onveilig.

Reactor nummer drie, die een aantal faciliteiten deelde met reactor vier, is enkele uren na het ongeluk stil gelegd. De eenheden één en twee werden pas een etmaal na de ramp gestopt. Zij worden nog voor de winter, na voltooiing van de betonnen insluiting van eenheid 4, weer opgestart.

Men is thans bezig de ongeluksreactor in een betonnen sarcofaag te vatten.

De temperatuur van de kern bedraagt enkele honderden graden celsius en de temperatuur zakt slechts met enkele graden per week.

#### De sarcofaag

De sarcofaag zal een open koelcircuit krijgen.

D.w.z. lucht wordt gefilterd aangezogen en afgezogen waarbij de sarcofaag constant onder onderdruk staat, zodat geen atmosferische besmetting mogelijk is.

Berekend is dat de hoeveelheid lucht die nodig is voor koeling 1000 maal groter is dan nodig is om een explosief H<sub>2</sub> (radiolyse van water in de behouden gebleven spent fuel pool) - O<sub>2</sub> mengsel te krijgen.

Dit laatste bepaalde trouwens de keuze van een open sarcofaag.

Er zijn op dit moment 10 mogelijke ontwerpen waaruit een definitieve keuze moet worden gemaakt.

Doel is 5 mR/h op het dak en 1 mR/h voor de zijmuren. Initieel worden 3.4 m hoge muren opgericht. Hoe de terrasvormige structuren er

uiteindelijk uit gaan zien staat nog niet vast; men handelt naar bevinding van zaken en afname van de stralingsniveaus.

Initieel was de straling  $3 \times 10^5$  R/h in de ruimte onder de reactor en  $1.8 - 2.0 \times 10^4$  R/h in de ruimte boven de reactor, in de gas supply area 350 R/h en de turbinehal bij eenheid 4 350 R/h.

Met behulp van 10 meetboeien uit helicopters neergeworpen en verbonden met 240 m lange kabels wordt getracht aan de hand van metingen de koelcriteria van de sarcofaag vast te leggen. Gemeten zijn een maximumtemperatuur van  $122^\circ\text{C}$  en luchtsnelheden van 0.8 - 1.0 m/s in verticale richting en 0.4 - 0.5 m/s in horizontale richting (midden augustus 1986).

De sarcofaag is bestand tegen alle natuurlijke gebeurtenissen met een frequentie  $10^{-4}$ /jaar inclusief aardbevingen.

Na een jaar wordt een afname van de radioactiviteit met een factor 5 verwacht. (Dak initieel 5 mR/h, zijwanden 1 mR/h).

Maatregelen ter voorkoming van een herhaling van het ongeval

Naast vele disciplinaire maatregelen (o.a. tegen Ivan Y.Emel'yanov, de hoofdontwerper van de RBMK reaktor) worden thans 4 concrete maatregelen doorgevoerd bij alle in bedrijf zijnde en nog te voltooien RBMK reactoren. Deze maatregelen zijn:

1. Het aantal regelstaven dat minimaal in de reaktor moet blijven wordt verhoogd van 30 naar 70 à 80. (Grotere reactiviteitsmarge en vermindering van de positieve dampbelcoëfficiënt met ongeveer 1.2-1.5% bij 100% voiding)
2. Alle regelstaven worden voorzien van limit switches (eindstandscharakelaars) zodat ze altijd minimaal 1.2 m in de kern blijven (snellere regelstaafwerking bij noodstop).
3. De huidige 2% U-235 UO<sub>2</sub> splijtstof wordt vervangen door minimaal 2.4% verrijkte UO<sub>2</sub> splijtstof (Positieve dampbelcoëfficiënt blijft ook bij hogere burn-ups acceptabel laag en wel onder 1% bij 100% voiding).
4. Er wordt een onafhankelijk, divers en krachtig tweede snelafschakelsysteem ontwikkeld dat berust op injectie van een boriumbevattend medium. (Zodat op langere termijn weer economisch geopereerd kan worden aangezien met name maatregel 1 de bereikbare burn-up met ruim 10% vermindert).

N.B. De combinatie van maatregelen 1 en 3 heeft dus als resultaat dat de dampbelcoëfficiënt niet meer positief is aangezien  $2\% \text{ (de oude waarde van de dampbelcoëfficiënt)} - 1,2\% \text{ (maatregel 1)} - 1\% \text{ (maatregel 3)} = 0,2\%$ .