

ANFAHRSTÖRFALL GKN I v. 21.9.1977 - „der Beinahe-ATOM-GAU in Deutschland“

Als am 11. März 2011 ein schweres Erdbeben und ein nachfolgender großer Tsunami Japan heimsuchte, wurde dabei u.a. das Atomkraftwerk Fukushima mit seinen sechs Kraftwerks-Blöcken so stark beschädigt, daß es dort an vier Blöcken zur teilweisen Kernschmelze mit verheerender Freisetzung von Radioaktivität gekommen ist, die auch nach nunmehr sechs Wochen immer noch andauert. Ein Gebiet von mehr als 1.200 km² ist so stark verstrahlt, daß es für absehbare Zeit unbewohnbar geworden ist. 80.000 Menschen haben nicht nur all ihr Hab und Gut verloren und müssen derzeit in Notunterkünften hausen; sie haben auch ihre Heimat auf Dauer verloren und müssen umgesiedelt werden.

Bei uns in Deutschland könne so etwas doch gar nicht geschehen, lassen Atomkraftwerks-Betreiber und –Befürworter seither verlauten, denn bei uns gäbe es ja weder Erdbeben noch Tsunamis. Außerdem hätten wir doch die sichersten Kernkraftwerke auf der ganzen Welt. Dabei stimmt weder das eine noch das andere!

Zum einen: Südwestdeutschland ist tektonisch labil; doch hier stehen sechs der insgesamt noch siebzehn in Betrieb befindlichen Atomkraftwerks-Blöcke Deutschlands, und unmittelbar an den Grenzen befinden sich mit Fessenheim I + II in Frankreich sowie Kaiseraugst und Leibstadt in der Schweiz vier weitere AKW-Blöcke in diesem Bereich, zusammen also zehn! Rechnet man das inzwischen stillgelegte AKW Obrigheim (KWO) am Neckar nördlich von Heilbronn noch dazu, waren es zuvor bereits 11!

Der Rheingraben ist bekanntlich eine Bruchzone zwischen zwei sich langsam gegeneinander verschiebenden Platten. Und hier befinden sich mit Philippsburg I und II sowie Biblis A und B vier AKW-Blöcke auf deutscher Seite sowie Fessenheim auf französischer Seite und Kaiseraugst und Leibstadt in der Nord-Schweiz. Daß sich seit langem im Untergrund nichts gerührt hat, gibt noch längst keine Sicherheit, daß hier auch zukünftig Erdbeben ausbleiben würden. Erinnerung sei an das schwere Erdbeben 1356 in Basel, das den Großteil der damaligen Stadt zerstört hatte. Die Zollern-Alb bei Hechingen, nur etwa 50 km südlich von Stuttgart gelegen, ist auch heute noch aktives Erdbeben-Gebiet; dort rumpelt es im Schnitt etwa alle 10 Jahre mal und verursacht immer wieder beträchtliche Schäden an den Gebäuden, so zuletzt im März 2003.

Geradezu abenteuerlich muß es anmuten, daß die beiden Blöcke **GKN I + II** des **Atomkraftwerkes Neckarwestheim**, in einem alten Steinbruch am Neckar zwischen Stuttgart und Heilbronn in einer der am dichtesten besiedelten Gegenden Deutschlands gelegen, auf einem **geologisch instabilen Untergrund** gebaut worden sind, der durchsetzt ist mit **Dolinen** (unterirdische, **einsturzgefährdete Hohlräume**) aufgrund von Gips- und Steinsalz-Auslaugungen. Die Bedenken der Geologen seinerzeit hiergegen wurden beiseite gewischt mit der Begründung, es würde eine dicke Betonsole darüber betoniert; darauf werde das AKW dann sicher stehen. Doch die Auslegung der Anlage gegen Erdbeben-Einwirkungen ist gering; einem Beben wie jenem 1356 in Basel mit der Stärke 6,9 würde sie nicht standhalten.

Im Januar 1990, nur acht Monate nach Inbetriebnahme von Block II, waren bereits mehrere Fundamente des zugehörigen Kühlturmes auf ungeklärte Weise um 9 cm weggesackt; der 60 m hohe Kühlturm mit 160 m Durchmesser hat sich seither insgesamt um 40 cm abgesenkt! Die Kraftwerksleitung hatte dazu öffentlich erklärt, dieses Ereignis sei „keine gravierende Sache“ und „sicherheitstechnisch nicht relevant“ [s.Lit.4]. Was für eine verlogene Verharmlosung! Sollte der Kühlturm einstürzen, wäre schlagartig das Kühlsystem außer Betrieb, und auch trotz sofort ausgelösten Reaktor-Schnellabschaltung (RESA) könnte dann die von den Brennstäben weiterhin **freigesetzte Nachzerfallswärme nicht mehr abgeführt** werden, es käme dadurch unweigerlich zur **Kernschmelze** – Fukushima läßt grüßen! Von wegen Erdbeben- und Anlagensicherheit bei uns zulande! Und von möglichen **Flugzeugabstürzen** ganz zu schweigen; Block I des GKN ist noch nicht einmal gegen den Einschlag einer Phantom-Militärmaschine ausgelegt, Block II würde einer Verkehrsmaschine ebenfalls nicht standhalten. Den **Kühlturm** von Block II könnte gar ein **kleines Sportflugzeug in Trümmer legen** und so die Kühlung des Reaktors schlagartig unterbrechen mit der Folge eines **Kernschmelz-Unfalles** wie geschildert. Eine vergleichbare Wirkung ließe sich auch mit einer kleinen Sprengladung an der Lauffener

Neckarschleuse erreichen: würde diese brechen, wäre in kürzester Zeit der angestaute Neckar abgelaufen und damit die betriebsnotwendige Kühlwasser-Versorgung für den Kühlturm weg!

Aber auch ohne Erdbeben oder Flugzeugabsturz sind wir schon **vor 34 Jahren im AKW Neckarwestheim** mit viel Glück **knapp an einer schweren Reaktor-Katastrophe vorbeigeschrammt**. Damals ereignete sich am 21. September 1977 beim Wiederanfahren von Block I (GKN I) nach einem Betriebs-Stillstand mit Brennelemente-Wechsel zum Ende des ersten Betriebsjahres ein **schwerer Störfall** der **Kategorie „A“**. Dabei wurden **schwerwiegende Bedienungsfehler** von der offensichtlich nur unzureichend geschulten Bedienungsmannschaft gemacht, unter **Mißachtung** der Anweisungen des **Betriebshandbuches!**

Der Vorfall wurde **zunächst vertuscht** und kam **erst zwei Monate später, Ende November 1977**, durch einen anonymen Anruf, vermutlich eines von Gewissensbissen geplagten GKN-Mitarbeiters, überhaupt an die **Öffentlichkeit!** Dieser Vorfall löste einige Entrüstung in der Öffentlichkeit aus, die aber vom Betreiber und den Behörden mit der Aussage beschwichtigt wurde, es habe sich lediglich um ein Versehen der Betriebsmannschaft gehandelt, nichts Schlimmes weiter, es sei ja auch weiter nichts passiert, „ zu keinem Zeitpunkt hat irgend eine Gefahr weder für die Mitarbeiter noch für die Allgemeinheit bestanden“!

Der **Störfall-Bericht** des GKN vom 12.10.77 an die „Gesellschaft für Reaktorsicherheit“ (GRS) beschränkt sich denn auch auf eine sehr knappe Darstellung des Vorganges, mit der Feststellung immerhin, der **Dampferzeuger** sei durch das in **Offenstellung verklemmte Sicherheits-Ventil ausgedampft**, und weiter:

„Die vorgesehenen Reaktorschutzmaßnahmen sind ordnungsgemäß abgelaufen, die betroffenen Komponenten wurden durch die aufgetretenen Transienten nicht über die der Auslegung zugrunde gelegten zulässigen Werte belastet.“

Dieser Vorfall - immerhin in der **höchsten Stufe „A“** für „sicherheitstechnisch besondere Vorkommnisse“ eingestuft - ist unter Nr. 86/77 in der - für die **Öffentlichkeit nicht zugänglichen(!)** - Auflistung „**Störfallberichte**“ der GRS an die Bundesregierung verzeichnet [s. Lit.1]. Darin kein Wort über eine etwaige Freisetzung von Radioaktivität oder irgendeine Gefährdung.

In der Fachzeitschrift „Atomwirtschaft“ / Ausgabe Oktober 1978 wird unter „Betriebsergebnisse der deutschen Kernkraftwerke 1977“ im Jahresbericht des ABE-Ausschusses [s. Lit.2] dieser Vorfall wie folgt beschrieben:

„...Nach Abschluß der eigentlichen Revisionsarbeiten trat eine Anlagenstörung am 21.9.77 beim Wiederanfahren der Anlage auf. Bei rd. **4% Reaktorleistung** sprach das Sicherheitsventil RA 01 an und löste das Reaktorschutzsignal YZ 60 (Sekundärabschluß) aus. Bevor die Wärmeabfuhr durch Sekundärdampf wieder freigeschaltet werden konnte, sprach das Sicherheitsventil RA 01 erneut an und schloß nicht, bevor der zugehörige **Dampferzeuger ausgedampft** war. Während dieses Vorganges sprachen alle Schutzsignale ordnungsgemäß an, unzulässige Beanspruchungen der Anlage konnten ausgeschlossen werden.

Folgende technische Mängel konnten rekonstruiert werden:

1. Die Frischdampfumleitstation konnte wegen eines Steuerkartenfehlers nur von Hand bedient werden.
2. Das Frischdampf-Umgehungsventil konnte wegen eines Drahtbruches nur sporadisch betätigt werden (Wackelkontakt). Dieser Mangel trat erstmals bei dieser Störung auf.
3. Der Antrieb des Vorsteuerventiles zum Abblaseregelventil blockierte wegen zu schwachen Kabelquerschnitts. Dadurch kam es beim Anlauf zu einer Spannungsabsenkung am Motor auf 265 V, das für den hohen Dampfdruck nötige Losbrechmoment wurde nicht erreicht. Da dieser hohe Dampfdruck nur bei Nulllast erreicht wird, konnte dieser Vorgang seither nicht mehr beobachtet werden.
4. Das mediumgesteuerte Sicherheitsventil schloß bei der – wegen der geringen DE-Leistung – ungewöhnlich schnellen Druckabsenkung nicht sofort; der endgültige Schließvorgang wurde durch die Stopfbuchsenreibung der mechanischen Stellungsanzeige verhindert. Dieser erstmals beobachtete Mangel wurde durch Korrektur der Steuerdrossel und Beseitigung der mechanischen Anzeige behoben.

Über die Störung wurden ausführliche Berichte angefertigt, aufgrund derer nach weiteren, zusätzlichen Überprüfungen und Nachweisen die erneute Zustimmung der Aufsichtsbehörde zum Betrieb der Anlage am 26.10.77 gegeben wurde. ...“

Eine etwas ausführlichere, teilweise davon abweichende Darstellung dieses Störfall-Ablaufes vom 21.9.77 hatte später Herr Dr. Burkhard vom Stuttgarter Sozialministerium als Aufsichts-Behörde am 11.12.81 beim Erörterungstermin zum Block II in Neckarwestheim vorgetragen, nachzulesen im „Wortprotokoll über den Erörterungstermin für das geplante Gemeinschafts-Kernkraftwerk Neckar Block II“ Band II, S. 1.806 –1.818 [s. Lit.3].

Danach wurde der Reaktor am 21.9.77 durch **vollständiges Ausfahren** der **Steuerstäbe** bei gleichzeitigem **Verringern der Borsäurekonzentration** im Reaktorwasser **kritisch** gemacht, obgleich im Betriebshandbuch vorgeschrieben war, die Steuerstäbe eben nicht vollständig auszufahren; vielmehr sollten diese noch 30 Schaltschritte eingefahren bleiben. Beim Verringern der Borsäurekonzentration wurde weiterhin von der Betriebsmannschaft nicht beachtet, daß die Anzeige der **Borkonzentration** meßtechnisch bedingt erst **mit 20 Minuten Verzögerung** erfolgte - mit der Folge eben, daß die erforderliche **Borkonzentration unbemerkt unterschritten** und so der **Reaktor vorzeitig kritisch** wurde und ungewollt und **unbemerkt** bereits etwa **8% Wärmeleistung** abgab. Diese Wärme – immerhin etwa **200 MW (!)** – wurde an den Dampferzeuger des Sekundär-Systems übertragen. Wegen fehlender Wärmeabnahme – sowohl die **Turbine** als auch die **Umleitstation** zum Kondensator waren zu diesem Zeitpunkt **noch nicht betriebsbereit!** - stiegen Druck und Temperatur im Dampferzeuger sehr schnell an, was zunächst zum **Öffnen des Sicherheitsventiles** führte. Der daraufhin einsetzende schnelle Druckabfall im Dampferzeuger löste jetzt die **Reaktor-Schnellabschaltung** (RESA) aus, indem die Steuerstäbe eingeworfen wurden, um die Kritikalität des Reaktors zu stoppen. Die weitere Abfuhr der Nachzerfallswärme an den Dampferzeuger ließ hier erneut Druck und Temperatur rasch ansteigen, das Sicherheitsventil öffnete erneut, schloß sich dann aber wegen technischer Mängel nicht mehr, so daß der Dampferzeuger über das offenstehende Sicherheitsventil **vollständig ausdampfte!**

Das Ganze spielte sich – wohlgemerkt – **bei abgestelltem Prozeßrechner** ab; dieser war zu dem Zeitpunkt **wegen einer Störung nicht betriebsfähig!**

Unnötig zu erwähnen, daß sowohl dieser Herr Dr. Burkhard vom Sozialministerium als auch der damalige Geschäftsführer des GKN, Herr Dr. Wiedemann, diesen Vorgang zwar „als wenig glücklich“ bezeichnet hatten, beide dennoch darauf beharrten, es habe „zu keinem Zeitpunkt irgend eine Gefahr bestanden, weder für die Betriebsmannschaft noch für die Allgemeinheit“ – alle Sicherheitssysteme hätten schließlich einwandfrei gearbeitet. Die Notwendigkeit einer besonderen Nachschulung der Betriebsmannschaft wurde von beiden heftig bestritten. Die schon damals in der regionalen Presse verbreitete Vermutung der örtlichen Bürgerinitiativen, bei diesem Störfall sei man mit viel Glück knapp an einer schweren Katastrophe vorbeigerutscht, wurde sowohl vom Betreiber als auch von den zuständigen Behörden und der Politik als „völlig haltlose Spekulation“ und „gewissenlose Panikmache“ zurückgewiesen.

Dennoch – trotz allem Schöngerede beider Herren und der Stellungnahme der Behörden wie auch der Reaktorsicherheitskommission – sind erhebliche Bedenken angebracht, der ganze Vorgang hätte leicht auch ein schlimmes Ende nehmen können. Zu sehr ähnelt dieser Vorfall jenem schweren Atom-Unfall im amerikanischen AKW „Three Mile Island“ (TMI) bei Harrisburg/USA, welcher sich am 28.3.1979, also 18 Monate danach ereignete, der zur teilweisen Kernschmelze führte und zum damals schwersten bekanntgewordenen Atom-Unfall wurde und das Einfrieren des US-amerikanischen Atom-Ausbauprogrammes zur Folge hatte.

Ein ähnlicher Vorfall schon 1957 im britischen AKW Windscale/Sellafield an der Irischen See war vor der Öffentlichkeit geheim gehalten worden, ebenso die verheerende Atom-Katastrophe 1976 in einer Atomanlage bei Tscheljabinsk am Ural in der Sowjetunion, wodurch dort ein riesiges Gebiet zerstört und unbewohnbar wurde – bereits 10 Jahre vor Tschernobyl! Weltweit war überall der ganzen Bevölkerung weisgemacht worden, Atomkraftwerke seien sicher, eine atomare Katastrophe so unwahrscheinlich wie ein Meteor-Einschlag in eine Großstadt – und die Leute haben das geglaubt!

Bei diesem Anfahr-Störfall am 21.9.77 im GKN I kam es – genau wie später in Harrisburg – zum **Ausdampfen der Dampferzeuger** und damit zum vorübergehenden **Zusammenbruch der Kühlung des Reaktor-Kernes!** Das zur Wärmeabfuhr benötigte Sekundärsystem war hier offensichtlich noch gar nicht betriebsbereit; eigentlich wollte man ja auch nur den Reaktor mit Nulllast gerade kritisch machen; dazu ist das Sekundärsystem nicht nötig. Daß die Nulllastgrenze dabei überschritten wurde und der Reaktor bereits 8% Leistung (nach Angabe des ABE-Ausschusses nur 4%) erzeugte, wurde von der Bedienungsmannschaft **erst nach 25 Minuten erkannt**, die das ganze auch noch **von Hand bedienen** mußte, ohne Unterstützung durch den **Prozeßrechner**, denn der war gerade „kaputt“, wie Herr Dr. Burkhard von der Aufsichtsbehörde auf Nachfrage einräumen mußte! Somit gibt es also von diesem schweren Störfall im GKN I, von der RSK eingestuft in die höchste Stufe „A“, keinerlei Meßwerte, an Hand derer der tatsächliche Ablauf im Reaktor nachvollziehbar wäre. Man kann diesen nur anhand der spärlichen Angaben in etwa abschätzen.

Wenn auch die Ursachen für den Ausfall der Reaktor-Kühlung über die Dampferzeuger in beiden Vorfällen verschieden waren – im GKN I unbeabsichtigtes Kritischmachen des Reaktors bei nicht betriebsbereiter Turbine und Umleitstation, im TMI störungsbedingtes Schließen eines Ventils mit Ausfall der Hauptspeisepumpen – so ist doch der weitere Ablauf des Geschehens durchaus vergleichbar. In beiden Fällen wurde die Reaktor-Schnellabschaltung (RESA) vom Schutzsystem ausgelöst und durch Einwurf der Steuerstäbe die weitere Kettenreaktion gestoppt. In beiden Fällen wurde die Abfuhr der weiter andauernden Nachzerfallwärme - etwa 155 MW im TMI bzw. zwischen 100 bis 200 MW im GKN I – über die Dampferzeuger unterbrochen, deren Wasserinhalt schnell ausdampfte. Dadurch **stieg** dann **unvermeidbar** die **Temperatur des Wassers im Primärkreis** samt Reaktor stark an – und damit auch der **Druck**.

Beim TMI-Reaktor von Harrisburg hatte diese Drucksteigerung das Öffnen eines Sicherheits-Ventiles im Primärkreis zur Folge, aus dem radioaktiv verseuchter Dampf in großer Menge in einen Wassertank abströmte und nach dem Bruch von dessen Berstscheibe in den Sicherheitsbehälter (containment) gelangte, aus dem er später ins Freie abgelassen werden mußte. Weil das Ventil klemmte und sich nicht von selber wieder schloß, ergab sich ein beträchtlicher Kühlmittelverlust im Reaktor, der auch von dem selbsttätig zugeschalteten Notspeisesystem nicht ausgeglichen wurde.

Im weiteren Verlauf bildete sich im Reaktorkern eine immer **größer werdende Dampfblase** aufgrund der örtlichen Überhitzung; dadurch fielen die Brennstäbe teilweise trocken, und es kam zu einer Kernschmelze, die dann mehr als ein Drittel des Kernes zerstörte. Die Hülle der Brennstäbe oxidierte durch eine Zirconium-Wasser-Reaktion, Wasserstoff wurde freigesetzt, die Brennelemente schmolzen. Der freigesetzte Wasserstoff gelangte zusammen mit dem ohnehin als Korrosionsschutz dem Kühlmittel zugesetzten Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter und bildete mit dem dort vorhandenen Luftsauerstoff **Knallgas**. Dieses explodierte dann neun Stunden nach Störfall-Beginn.

Später wurde festgestellt, daß etwa die Hälfte des Inventars zusammengeschmolzen war und ein **überkritischer Zustand nur knapp vermieden** wurde.

Beim GKN I-Reaktor von Neckarwestheim führte die Drucksteigerung zunächst im Sekundärkreis wegen des blockierten Abblaseregelventiles zum Öffnen eines Sicherheitsventiles zweimal hintereinander, welches dabei verklemmte und nicht mehr schloß, mit der Folge, daß der Dampferzeuger ausdampfte. Daß dabei möglicherweise auch Radioaktivität freigesetzt wurde, bestreiten Betreiber und Behörden. Der dadurch verursachte starke Druckabfall im Dampferzeuger löste die Schnellabschaltung des Reaktors (RESA) aus. Der weitere Ablauf im Primärkreis des Reaktors ist nicht dokumentiert, was wesentlich auch darauf zurückzuführen ist, daß der Prozeßrechner wegen einer Störung nicht in Betrieb war. Und Betreiber sowie Behörden hüllen sich darüber in Schweigen und verweisen darauf, alle Schutzeinrichtungen hätten einwandfrei gearbeitet; deshalb hätte auch zu keinem Zeitpunkt irgendeine Gefahr bestanden.

Dies muß angesichts der Vorgänge im TMI-Reaktor allerdings in Zweifel gezogen werden, sind doch beide als Druckwasser-Reaktoren nahezu baugleich. Schon aus physikalischen

Gründen ist nicht zu widerlegen, daß die weitere Nachzerfallswärme des Reaktorkernes den Primärkreis schnell und stark aufheizt, wenn die Kühlung unterbrochen wird. Daß dieser Zustand beim GKN I sehr wohl eingetreten war, ergibt sich aus der vorerwähnten Feststellung [s. Lit.1 u.2], der Dampferzeuger sei „ausgedampft“. Ein **Ausdampfen** ist aber **nur möglich, wenn kein Speisewasser nachgespeist** wird. Warum und wie lange die Nachspeisung zunächst unterblieb, wird in keinem der vorliegenden Berichte erklärt. Eigentlich hätte das Nachspeisen durch die Wasserstandsregelung selbsttätig erfolgen müssen, doch war offensichtlich auch die gesamte Speisewasser-Versorgung der Dampferzeuger noch gar nicht betriebsbereit. Somit ist also die Behauptung, alle Schutzeinrichtungen hätten einwandfrei gearbeitet, unzutreffend, ist doch die gesicherte **Wassernachspeisung der Dampferzeuger zwingende Voraussetzung** für das **Beherrschen des Reaktors** sowohl im **Regelbetrieb** als auch im **Störfall!** Steht im Störfall der Turbinen-Kondensator als Hauptwärmesenke nicht zur Verfügung, wird die Nachwärme durch Verdampfen des Nachspeisewassers über die Dampferzeuger abgeführt, wobei der entstehende Dampf dann druckgeregelt über Abblase-Regelventile ins Freie abgeblasen wird. Zur Nachspeisung wird zunächst aufbereitetes Speisewasser aus dem Speisewasser-Behälter verwendet, nach Erschöpfung von dessen Vorrat muß die Notspeisung mit Deionatwasser aus dem Deionatbehälter fortgesetzt werden.

In der „Störfallmeldung“ Nr. 86/77 des GKN an die GRS vom 12.10.77 heißt es nun dazu lediglich: „...sprach erneut das Sicherheitsventil RA 01 an und blieb in Offenstellung sitzen. Durch das **Ausdampfen des Dampferzeugers** und Füllen mit relativ kälterem Speisewasser ergaben sich **erhebliche Temperaturabsenkungen** sowohl im Primar- als auch im Sekundärkreis. Die vorgesehenen Reaktorschutzmaßnahmen sind ordnungsgemäß abgelaufen, die betroffenen Komponenten wurden durch die aufgetretenen Transienten nicht über die der Auslegung zugrunde gelegten zulässigen Werte belastet...“ Und als Ursache für des Blockieren des Abblaseregelventiles am ausgedampften Dampferzeuger wird ein zu geringer Kabel-Querschnitt ausgemacht – nach einem vollen Betriebsjahr und anschließender Anlagen-Revision nicht erkannt! Was für eine Qualitätssicherung!

Die „Einspeisung von relativ kälterem Speisewasser“ geschah demnach **erst nach dem Ausdampfen** – vermutlich von Hand eingeleitet; Einzelheiten hierüber werden nicht mitgeteilt, ebensowenig, was denn in den beiden anderen Dampferzeugern geschah. Wenn deren Hauptkühlmittelpumpen in Betrieb waren – wovon auszugehen ist – muß es auch in diesen beiden Dampferzeugern zur Ausdampfung gekommen sein, eben weil weder die beiden Turbinen noch die Umleitstation zur Dampfabfuhr betriebsbereit waren und die Speisewasser-Nachspeisung ganz offensichtlich auch nicht. Offensichtlich haben aber hier die Sicherheitsventile nicht angesprochen, weil der Dampfdruck planmäßig über die Abblase-Regelventile abgelassen wurde. Waren deren Hauptkühlmittelpumpen aber nicht in Betrieb, so wäre dies erst recht unverständlich angesichts des Zusammenbruchs der Reaktorkühlung!

Wie auch immer, die **Kühlung des Reaktors war unterbrochen**, ein **starkes Aufheizen** des Primärkreislaufes durch die Nachzerfallswärme damit unvermeidlich! Bei dem angegebenen Ausgangszustand von 294 °C und 155 bar im Primärkreis vor dem Kritisch-machen des Reaktors tritt **bei Überschreiten von 345 °C Dampfbildung im Reaktorkern** ein. Um die rd. 200 m³ Wasserinhalt des Primärkreises auf diese kritische Temperatur aufzuheizen, ist eine Wärmemenge von 13 MWh erforderlich. Bei einer Nachzerfallswärme von 100 MW **ohne Kühlung** wird dieser Zustand **in gerade mal 7,8 Minuten erreicht!** Dieses Aufheizen des Primärkreises wird verzögert, solange noch Wasser im Dampferzeuger zum Verdampfen ansteht. In dem Maße jedoch, wie der Dampferzeuger ausdampft und dabei das Heizbündel immer weniger von Wasser bedeckt wird, nimmt der Wärmestau im Primärkreis und damit dessen **Überhitzung immer schneller** zu.

Zur Veranschaulichung: Um **100 MW** Nachzerfallswärme des Reaktors durch Verdampfen abzuführen, müssen **stündlich 250 t/h** Wasser bei 295 °C / 80 bar **verdampfen**. Der Wasserinhalt eines Dampferzeugers liegt bei etwa 100 m³ entsprechend 72 t; die drei Dampferzeuger würden also in **52 Minuten vollständig ausgedampft** sein, wenn nicht nachgespeist wird. Bei **200 MW** Nachzerfallswärme wäre dies bereits in **26 Minuten** erreicht!

Die **kritische Temperatur von 345 °C im Reaktorkern** wäre jedoch **bereits vor dem vollständigen Ausdampfen überschritten**, weil die Wärmeabfuhr durch Verdampfen immer geringer wird. Tritt aber durch Überhitzung des Primärkreislaufes **Dampfbildung im Reaktorkern** ein – und in Harrisburg mit nahezu gleichen Betriebsbedingungen ist es so eingetreten! – kann ein **Trockenfallen der Brennstäbe** und als Folge eine **Kernschmelze** dann **nicht mehr verhindert** werden!

Wie dies beim GKN I dann vermieden werden konnte, darüber gibt es bis heute keinerlei Aussagen. Vermutet werden kann nur, daß der Gesamt-Wasserinhalt von Primär- und Sekundärkreis gerade noch ausgereicht hat, die Nachzerfallswärme zunächst über das Ausdampfen der Dampferzeuger abzuführen und anschließend durch Aufheizen des Primärkreises aufzunehmen, ohne dabei die Verdampfungstemperatur zu überschreiten, ehe die weitere Kühlung durch Nachspeisen der Dampferzeuger mit Speisewasser bzw. Deionatwasser (d.i. entmineralisiertes Wasser) sichergestellt werden konnte.

Angesichts der knappen Zeitspannen ist nicht auszudenken, was hätte geschehen können, wäre etwa die unbeabsichtigte Wärmeleistung des Reaktors auch **nur ein paar Minuten später bemerkt** worden! War es nicht so, daß die Reaktor-Schnellabschaltung erst durch den starken Druckabfall in dem einen Dampferzeuger ausgelöst worden ist, als dessen Sicherheitsventil in Offenstellung hängen blieb und nicht mehr schloß? Daß es überhaupt zum Ansprechen des Sicherheitsventiles kam, ist doch Folge einer fehlerhaften Verkabelung des Abblase-Regelventiles, welches für das druckgeregelte Dampfableiten vorgesehen ist. Doch mit diesen technischen Mängeln ist die Anlage das ganze erste Betriebsjahr betrieben worden! Auch wenn davon auszugehen ist, daß es – vielleicht ein paar Minuten später – sicherlich durch ein anderes Signal ebenfalls zur Reaktor-Schnellabschaltung gekommen wäre, aber hat hier nicht eine – eigentlich sehr unwahrscheinliche - **Verkettung von drei technischen Anlagen-Fehlern** dazu geführt, daß die Folgen des ursächlichen Bedienerfehlers eben nicht zur Katastrophe wurden?

Also sind wir hier damals, im September 1977, wohl nur knapp und mit viel Glück einem schrecklichen Unglück entgangen.

Fukushima 2011 war nicht vorgesehen – und ist dennoch geschehen; auch Tschernobyl 1986 und Harrisburg 1979 sowie Windscale 1957 hätten nach den Wahrscheinlichkeits-Theorien nie passieren dürfen, jedenfalls nicht vor Ablauf von 10.000 Jahren – wie schnell eben die Zeit vergeht! In gerade mal 54 Jahren waren das nun schon vier Reaktor-Unfälle mit Kernschmelzen mit verheerenden Auswirkungen!

Auch deutsche Atomkraftwerke sind nicht sicher, solange sie nicht abgeschaltet werden.

Zusammengestellt von:

Stuttgart, den 30.4.2011/geä. 4.7.11

Hans Heydemann
Dipl.Ing. für Energie- u. Anlagentechnik
70176 Stuttgart, Weimarstraße 44

Als Anlage beigefügte Literatur-Nachweise:

- [s. Lit.1]: „**Störfallberichte**“ der GRS an die Bundesregierung Auszug Nr. 86/77
- [s. Lit.2]: „Betriebsergebnisse der deutschen Kernkraftwerke 1977“ / Jahresbericht des ABE-Ausschusses aus der Fachzeitschrift „Atomwirtschaft“ / Ausgabe Okt. 1978
- [s. Lit.3]: „**Wortprotokoll** über den Erörterungstermin für das geplante Gemeinschafts-Kernkraftwerk Neckar Block II“ Band II, Auszug S. 1.806 –1.818
- [s. Lit.4]: „**Zeitungsbericht** über aufgetretene Absenkungen des Kühlturmes GKN II