



---

Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

---

GRS-Bericht

Weltweite Erfassung  
besonderer Vorkommnisse in  
Kernkraftwerken, Versuchs- und  
Forschungsreaktoren 1966

H. Piter

---

GRS-4 (April 1978)



---

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

## GRS-Bericht

Weltweite Erfassung  
besonderer Vorkommnisse in  
Kernkraftwerken, Versuchs- und  
Forschungsreaktoren 1966

Hans Piter

---

GRS-4 (April 1978)

## K u r z f a s s u n g

Die Arbeit ist eine Zusammenstellung besonderer Vorkommnisse in Reaktoranlagen für das Jahr 1966. Diese besonderen Vorkommnisse wurden weltweit erfaßt. Grundlage ist die Fachliteratur, d.h. Veröffentlichungen im Rahmen von Fachzeitschriften, Berichten und Nachrichtendiensten. Die einzelnen Vorkommnisse wurden nach Ländern geordnet, außerdem danach gegliedert, welche Reaktoranlagen, ob Leistungsreaktoren, Versuchs- oder Forschungsreaktoren, betroffen waren. Vollständigkeit der Berichterstattung war jedoch nur in den Vereinigten Staaten gegeben; in allen anderen Ländern war es, abgesehen von schweren Störfällen, der Informationsfreudigkeit der Reaktorbetreiber überlassen, Art und Umfang der Berichterstattung selbst festzulegen. Dies hat sich inzwischen nicht nur in der Bundesrepublik Deutschland geändert, wo es seit 1975 eine systematische Erfassung und Auswertung besonderer Vorkommnisse gibt. Im Jahre 1966 hat es keine besonderen Vorkommnisse gegeben, die zu irgendwelchen Gesundheits- oder Sachschäden in der Umgebung geführt hätten.

## A b s t r a c t

This work is a compilation of abnormal events in reactor facilities for 1966. These abnormal events were collected worldwide and compiled. All these compilations are based on scientific and technical publications, like periodicals, reports and news services. The individual events were classified according to country and, in addition, grouped according to the installation affected, i.e., whether power reactors, experimental reactors, or research reactors. The reporting system, however, was complete only in the United States; in all other countries, apart from the reporting of serious events, it was more or less left to the discretion of the operating organisation to determine the method and the extent of the reporting of abnormal events. This approach has been changed in the meantime, and this is not only the case in the Federal Republic of Germany, where a systematic compilation and evaluation of abnormal events was introduced in 1975. In the year 1966 no abnormal events had occurred which caused any damage to health or property in the vicinity of reactor facilities.

Dieser Bericht ist die überarbeitete Fassung einer Studienarbeit, die im Zusammenhang mit dem Lehrauftrag L.F. FRANZEN "Sicherheitstechnik der kerntechnischen Anlagen" an der Gesamthochschule Wuppertal im Sommersemester 1977 durchgeführt wurde. Die ausschließliche Verantwortung für den Inhalt liegt beim Autor bzw. Lehrbeauftragten. Die GRS sieht in diesem Bericht einen wichtigen Informationsbeitrag und hat daher Drucklegung und Versand übernommen.

I N H A L T

	Seite
1. Einleitung . . . . .	1
1.1 Aufgabenstellung . . . . .	1
1.2 Problematik der Erfassung . . . . .	1
2. Grundlage der Erfassung . . . . .	3
2.1 Literaturangabe . . . . .	3
2.2 Anlagendaten . . . . .	3
2.3 Vorgehensweise bei der Erfassung . . . . .	4
3. Besondere Vorkommnisse . . . . .	5
Bundesrepublik Deutschland . . . . .	7
Frankreich . . . . .	11
Großbritannien . . . . .	17
Italien . . . . .	23
Japan . . . . .	25
Kanada . . . . .	27
Norwegen . . . . .	29
Puerto Rico . . . . .	31
Vereinigte Staaten . . . . .	37
4. Zusammenfassung . . . . .	87
5. Tabellen . . . . .	89
6. Verteiler . . . . .	105

ABBILDUNGEN

	Seite
Bild 1: Materialschleuse mit Position der Wechsel- flasche für den Transport zwischen den Ge- bäuden . . . . .	49

TABELLEN

Tab. 1: Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1966, nach Ländern und Anlagen geordnet . . . . .	90
Tab. 2: Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1966, nach Art der Vorkommnisse geordnet . . . . .	101
Tab. 3: Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1966, nach Ursachen der Vorkommnisse geordnet . . . . .	103

## 1. EINLEITUNG

### 1.1 Aufgabenstellung

Die hiermit vorliegende Arbeit ist eine Zusammenstellung besonderer Vorkommnisse in Reaktoranlagen für das Jahr 1966. Diese besonderen Vorkommnisse werden weltweit erfaßt. Die Erfassung für das Jahr 1966 ist die erste Zusammenstellung dieser Art und wird für die Jahre 1967, 1968 und 1969 entsprechend fortgesetzt.

Bei den Reaktoranlagen sind Leistungsreaktoren, Versuchs- und Forschungsreaktoren zu unterscheiden. Die Arbeit erstreckte sich über diesen Gesamtbereich.

Grundlage dieser Arbeit ist die Fachliteratur. Hierbei handelt es sich um Veröffentlichungen besonderer Vorkommnisse im Rahmen von Fachzeitschriften und um Nachrichtendienste. Aus dieser Literatur wurden die Einzelmeldungen herausgesucht. Sie wurden in einem Kurzbericht zusammengefaßt, aus dem, soweit aus den Quellen ersichtlich, Ursache und Auswirkungen hervorgehen.

Die zusammengetragenen Ereignisse liegen nach den Ländern, in denen die Reaktoranlagen stehen, geordnet vor. Die Reaktoranlagen der einzelnen Länder sind wiederum in die Hauptgruppen

- Leistungsreaktoren,
- Versuchs- und Forschungsreaktoren

gegliedert. Die in die Hauptgruppen eingegliederten Anlagen sind alphabetisch geordnet. Haben sich im betrachteten Jahr 1966 mehrere besondere Vorkommnisse in einer Anlage ereignet, so sind diese in chronologischer Reihenfolge zusammengestellt.

### 1.2 Problematik der Erfassung

Bei einer solchen weltweiten Zusammenstellung besonderer Vorkommnisse stellt sich die Frage nach der Vollständigkeit. Da in dem Ereigniszeitraum des Jahres 1966 nur in einem Land, nämlich den USA, detaillierte Richtlinien über die Meldepflicht von besonderen Vorkommnissen bestanden, beschränkt sich der Umfang der Meldungen in anderen Ländern der Welt auf ein Maß, das u.a. durch die Informationsfreudigkeit der Reaktorbetreiber bestimmt ist.

In den USA schuf die US Atomic Energy Commission (USAEC) ein Regelwerk, das die peinlich genaue Registrierung und Meldung besonderer Vorkommnisse zwingend vorschreibt. Die Meldungen besonderer Vorkommnisse werden in den USA zentral erfaßt. Die USAEC trat als Kontrollbehörde auf. Dementsprechend ist die Zahl der gemeldeten Vorkommnisse in den USA sehr groß, auch dann, wenn man beachtet, daß die USA im Vergleich mit anderen Ländern sehr viele Reaktoranlagen hat.

Im Gegensatz zu den USA standen die Bundesrepublik Deutschland und andere europäische und außereuropäische Staaten. Hier ist man auf Meldungen besonderer Vorkommnisse angewiesen, die in Fachzeitschriften erschienen und durch Nachrichtendienste übermittelt bzw. festgehalten wurden. Da die Ausführlichkeit und der Meldeumfang den Reaktorbetreibern zum größten Teil überlassen waren, kann man nicht ohne weiteres von der Länge und der Ausführlichkeit einer Meldung Rückschlüsse auf die Wichtigkeit eines Vorkommnisses ziehen.

Eine Ausnahme machen, zumindest im europäischen Bereich, besonders ungewöhnliche Ereignisse. Über diese wird verhältnismäßig ausführlich berichtet. Auch wird hier, im Gegensatz zu kleineren Vorkommnissen, auf die Ursache und die Wirkung des Ereignisses eingegangen. Meistens schließen sich weitere Meldungen an, in denen die ergriffenen Abhilfemaßnahmen geschildert werden.

Bei der Betrachtung der folgenden Zusammenstellung sind die eben erwähnten Faktoren zu berücksichtigen, um nicht ein falsches Bild bezüglich der Bedeutung und Schwere der aufgeführten Ereignisse zu bekommen.

## 2. GRUNDLAGE DER ERFASSUNG

### 2.1 Literaturangabe

Bei der Suche nach Meldungen besonderer Vorkommnisse wurden die im folgenden aufgeführten Quellen benutzt. Es handelt sich hierbei um deutsche und amerikanische Fachzeitschriften. Weiterhin zählen Informationsschriften und private Mitteilungen zum Umfang der verwendeten Unterlagen.

- AECH Atomic Energy Clearing House  
Vol. 12, No. 1/52, 1966  
Vol. 13, No. 1/52, 1967
- NW Nucleonics Week  
Vol. 7, No. 1/52, 1966  
Vol. 8, No. 1/52, 1967
- atw Atomwirtschaft - Atomtechnik  
Jahrgang XI, 1966  
Jahrgang XII, 1967
- -- Atom und Strom  
12. Jahrgang, 1966  
13. Jahrgang, 1967
- IRS Institut für Reaktorsicherheit der Technischen Überwachungs-Vereine e.V.  
IRS-Kurzinformationen  
Jahrgang 1967  
Jahrgang 1968
- ORNL Oak Ridge National Laboratory,  
Nuclear Safety Information Center (NSIC)  
Abnormal Reactor Operating Experiences  
1966 - 1968, ORNL-NSIC-64, Oktober 1969
- -- Nuclear Safety  
Safety-Related Occurrences in Reactor Operations as Reported in 1966, Vol. 9, Mai-Juni 1968
- BMI Der Bundesminister des Innern  
Besondere Vorfälle in Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland, 1965 - 1976, Hrsg. GRS, Juli 1977

### 2.2 Anlagendaten

In der Zusammenstellung sind zu den jeweiligen Anlagen die wichtigsten technischen Daten mit aufgeführt. Soweit diese Daten nicht aus den Meldungen hervorgehen, sind sie aus den folgenden Fachbüchern und Fachzeitschriften entnommen:

- Directory of Nuclear Reactors, Bd. II bis VIII der Internationalen Atomenergieagentur Wien, 1959 - 1970
- Nuclear Engineering International, April 1977, Vol. 22, No. 258 (Supplement)

### 2.3 Vorgehensweise bei der Erfassung

Die gesamte Literatur wurde systematisch auf Meldungen über besondere Vorkommnisse des Jahres 1966 durchsucht. Dabei wurden bei den einzelnen Fachzeitschriften auch die Jahrgänge 1967 mit berücksichtigt, da solche Meldungen oftmals erst mit einigen Monaten Verspätung veröffentlicht werden.

Eine große Anzahl von Ereignissen war nur in der amerikanischen Literatur zu finden. Die Meldungen wurden ins Deutsche übersetzt.

Erschienen Meldungen über dasselbe Vorkommnis in verschiedenen Literaturquellen, so wurde stets versucht, auf die primäre Quelle zurückzugehen. In den Quellenangaben zu den Meldungen besonderer Vorkommnisse dieser Arbeit sind für den jeweiligen Fall alle aufgefundenen Literaturstellen angegeben.

Bei der Verarbeitung des Berichtes des Nuclear Safety Information Center (NSIC) wurden nicht alle Meldungen berücksichtigt. Die Berichte über Betriebserfahrungen sowie die Betriebsberichte wurden nicht weiter auf Meldungen besonderer Vorkommnisse untersucht.

3. BESONDERE VORKOMMNISSE

118 Insgesamt wurden 109 besondere Vorkommnisse in der bearbeiteten Literatur aufgefunden und in Kurzberichten wiedergegeben. Trotz des Bemühens, eine weltweite Erfassung durchzuführen, gelang es nur, Meldungen aus 9 Ländern zu registrieren. Diese Vorkommnisse sind, nach Ländern geordnet, in folgender Gliederung aufgeführt:

- Bundesrepublik Deutschland
- Frankreich
- Großbritannien
- Italien
- Japan
- Kanada
- Norwegen
- Puerto Rico
- Vereinigte Staaten

BUNDESREPUBLIK DEUTSCHLAND

Anlage: Versuchsatomkraftwerk Kahl (VAK)  
Bauart: Siedewasserreaktor  
Leistung: 15 MWe (netto)  
Kritikalität: November 1960  
Kommerzieller Betrieb seit: Februar 1961  
Hersteller: AEG/General Electric Co.  
Betreiber: Versuchsatomkraftwerk Kahl GmbH

1. Vorkommnis: Brennelementscha-

Im Rahmen der im Versuchskreislauf durchgeführten Bestrahlungsversuche an Brennelementen ereignete sich Ende 1966 ein erster Brennelementschaden am Kleinelement A 16. Der Schaden wurde durch einen Wassereinbruch in die Sattedampfzuführung des Elementes verursacht. A 16 hatte bis zum Auftreten des Fehlers einen mittleren Abbrand von 9100 MWd/tU erreicht. Sein Betriebsverhalten wurde im einzelnen analysiert. Mit der Heißzellenuntersuchung konnte bereits sechs Wochen nach dem Ausbau aus dem Reaktor begonnen werden. Es zeigte sich, daß sowohl am oberen als auch am unteren Ende des Brennstoffrohres die Stirnschweißnaht zwischen der die Innenhülle verlängernden Buchse und dem Endstopfen gerissen war.

Quelle: IRS-Kurzinformation 68/27, 2.5.1968

2. Vorkommnis: Brennelementscha-

Am 23. November 1966 waren die beiden Siedeüberhitzerbündel H 1 und H 2 einer Temperatur- exkursion ausgesetzt - hervorgerufen durch eine vorübergehende Störung der Wärmeabfuhr aus dem Versuchskreislauf. Dabei stiegen im Element H 2 die Dampftemperaturen kurzzeitig auf über 650°C. Nachdem am 3. Dezember 1966 während der Aufnahme einer Durchsatz-Temperaturkennlinie im Bündel H 2 eine weitere, unzulässig hohe Temperatur aufgetreten war, wurde entschieden, dieses Element aus dem Reaktor zu nehmen. Im Brennelement-Abklingbecken durchgeführte Untersuchungen bestätigten den Verdacht eines größeren Schadens auf der Heißdampfseite. In zwei der drei Überhitzerschleifen war der Heißdampfkanal

blockiert und ließ sich auch mit Stickstoff von 5 atü nicht durchblasen. Die spätere Untersuchung in den heißen Zellen des Europäischen Instituts für Transurane, Karlsruhe, bestätigte den schweren Brennelementscha- den. Die Innenhüllen der Brennstoffrohre waren teilweise geschmolzen. Eine Austragung oder Verlagerung des Brennstoffes wurde jedoch nicht festgestellt. Der Brennstoff war weitgehend gesintert.

Quelle: IRS-Kurzinformation 68/27, 2.5.1968

Anlage: Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR), Karlsruhe  
Bauart: Schwerwasserreaktor  
Leistung: 51 MWe (netto)  
Kritikalität: September 1965  
Kommerzieller  
Betrieb seit: Juni 1966  
Hersteller: Siemens-Schuckertwerke AG  
Betreiber: Kernkraftwerk-Betriebsgesellschaft mbH

Vorkommnis: Strahlenexposition

Bei den Vorbereitungen für das Auswechseln einer Dichtung am Bestrahlungskanal wurde die während der Reparaturarbeit zu erwartende Strahlenbelastung nicht in angemessener Weise berücksichtigt, so daß Angehörige des Betriebspersonals, die die Reparatur ausführten, einer erhöhten Strahlenbelastung ausgesetzt waren. Zur Vermeidung solcher Zwischenfälle wurden zahlreiche Maßnahmen erarbeitet, die den Schutz des Reparaturpersonals erheblich verbesserten.

Quelle: BMI, Besondere Vorfälle in Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland, 1965 - 1976, Hrsg. GRS, Juli 1977

FRANKREICH

Anlage: Kernkraftwerk Chinon, Block 1  
Bauart: Gas-Graphit-Reaktor  
Leistung: 70 MWe (netto)  
Kritikalität: Sommer 1962  
Kommerzieller Betrieb seit: Februar 1964  
Hersteller: Verschiedene/Electricité de France/Commissariat à l'Energie Atomique  
Betreiber: Electricité de France

1. und 2.  
Vorkommnis:

Dampferzeugerschaden; Brennelementscha-  
den

EdF-1 war im Jahre 1966 276 Tage ans Netz geschaltet. Die Leistung wurde gegen Jahresende von 60 MWe auf 80 MWe brutto (70 MWe netto) erhöht. Stillstände wurden vor allem verursacht durch Leckagen an den Dampferzeugern (25 d) und durch zwei Brennelementleckagen im Mai und Dezember (insgesamt 21 d).

Quelle: atw, Bd. 12 (1967) Nr. 8/9, S. 380;  
Bd. 13 (1968) Nr. 3, S. 110

Anlage: Kernkraftwerk Chinon, Block 2  
Bauart: Gas-Graphit-Reaktor  
Leistung: 198,5 MWe (netto)  
Kritikalität: Mitte 1964  
Kommerzieller  
Betrieb seit: Februar 1965  
Hersteller: Verschiedene/Electricité de France/Commissariat  
à l'Energie Atomique  
Betreiber: Electricité de France

Vorkommnis: Dampferzeugerschaden

EdF-2 war 1966 an ca. 200 Tagen in Betrieb. Davon entfielen 144 Tage auf das erste Halbjahr, das nur zwei größere Stillstände wegen Leckagen an einem Dampferzeuger aufwies. Der Reaktor wurde im Sommer für Modifikationen abgeschaltet und erreichte nach Wiederinbetriebnahme Anfang Oktober erneut volle Leistung.

Quelle: atw, Bd. 12 (1967) Nr. 8/9, S. 380

Anlage: Kernkraftwerk Chinon, Block 3  
Bauart: Gas-Graphit-Reaktor  
Leistung: 480 MWe (netto)  
Kritikalität: April 1966  
Kommerzieller Betrieb seit: August 1967  
Hersteller: Electricité de France/Commissariat à l'Energie Atomique  
Betreiber: Electricité de France

1. und 2. Vorkommnis: Ausfall BE-Überwachungssystem; Dampferzeugerschaden

EdF-3 mußte am 10.10.1966 wegen verschiedener Vorkommnisse abgeschaltet werden. Überprüfungen ergaben Defekte am Brennelementüberwachungssystem und Schäden an den Dampferzeugern, außerdem wurde eine fehlerhafte Turbinenschmierung festgestellt. Schon seit Anfang Juli 1966 deuteten die von der Brennelementüberwachung gegebenen Signale auf Störungen im System hin. Sie betrafen insbesondere Durchfluß und Temperaturen der Proben. Nachdem bereits Anfang August in einigen Schnüffelrohren eine Durchflußsteigerung um 20 - 30 %, ein Temperaturabfall und geringeres Rauschen als bei anderen Probenahmen festgestellt worden war, breitete sich dieser Effekt auf 120 Schnüffelrohre aus. Nach einer Analyse des Behälterinnern wurde die Ursache der Störungen bekannt. Sie lag in unzureichender Beweglichkeit der Schnüffelrohre gegeneinander und ungenügender Dehnfreiheit. Der Dehnungsunterschied zwischen einem Rohr, durch das eine Probe von 400°C entnommen wird, und den leeren Rohren betrug ca. 3,6 cm, während die totale Auslängung eines Rohrbündels zwischen kaltem und heißem Zustand ca. 6 cm betrug. Es kam zu Verformungen und Brüchen der Schnüffelrohre sowie Kriechen der Rohrbündel zur Außenwand des Spannbetonbehälters hin, wodurch zahlreiche Brüche in der Nähe der Durchführungen durch die Wand der Birne hervorgerufen wurden. Da vollständiger Ersatz der beschädigten Teile erforderlich war, erwies sich eine Durchmesserverringerung bei den neuen Rohren als zweckmäßig, um gegenseitige Berührung zu vermeiden und den verfügbaren Raum besser auszunutzen.

Die Anlage wurde im Juli 1967 wieder kritisch gemacht und am 02.10.1967 ans Netz geschaltet.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 12, S. 569;  
Bd. 12 (1967) Nr. 1, S. 2, Nr. 7,  
S. 332, Nr. 8, S. 380, S. 438, Nr. 12,  
S. 548  
Atom und Strom, Bd. 13 (1967) Nr. 4,  
S. 64  
Nucleonics Week, Bd. 7 (1966) Nr. 48,  
S. 2, Nr. 49, S. 7; Bd. 8 (1967) Nr. 30,  
S. 7

Anlage: Kernkraftwerk Marcoule, Blöcke 2 und 3  
Bauart: Gas-Graphit-Reaktor  
Leistung: 2 x 28 MWe (netto)  
Kritikalität: Juli 1958/Juni 1959  
Kommerzieller  
Betrieb seit: April 1959/Mai 1960  
Hersteller: Commissariat à l'Energie Atomique/Société  
Alsacienne de Constructions Mecanique  
Betreiber: Commissariat à l'Energie Atomique/Electricité  
de France

Vorkommnis: Dampferzeugerschaden

Im Juli 1966 traten beim Reaktor G-2 Defekte an den Dampferzeugerrohren durch Korrosion auf, beim Reaktor G-3 im August. Die Reparaturen wurden bei G-3 von Anfang November bis Mitte Dezember, bei G-2 1967 durchgeführt.

Quelle: atw, Bd. 12 (1967) Nr. 8/9, S. 380

Anlage: Versuchsreaktor Rapsodie  
Bauart: Schneller Natriumgekühlter Reaktor  
Leistung: 20 MWth  
Kritikalität: Mai 1966  
Hersteller: Euratom/Commissariat à l'Energie Atomique  
Betreiber: Euratom/Commissariat à l'Energie Atomique

Vorkommnis: Kühlmittelverlust

Der vorgesehene Kritikalitätszeitpunkt des Reaktors verschob sich auf Anfang Januar, nachdem während der Vorbetriebsphase unbedeutende Leckagen am Natrium-Kühlmittelkreislauf aufgetreten waren. Die Panne stammt von einem Bruch im zweiten Kreislauf her.

Quelle: Nucleonics Week, Bd. 7 (1966) Nr. 44 B, S. 2, Bd. 8 (1967) Nr. 5, S. 8

GROSSBRITANNIEN

Anlage: Kernkraftwerk Hinkley Point, Blöcke 1 und 2  
Bauart: Gas-Graphit-Reaktor  
Leistung: 2 x 266 MWe (netto)  
Kritikalität: Februar 1963/August 1963  
Kommerzieller  
Betrieb seit: Oktober 1963/April 1964  
Hersteller: English Electric/Babcock and Wilcox/Taylor  
Woodrow  
Betreiber: Central Electricity Generating Board

Vorkommnis: Turbinenschaden

Im Kernkraftwerk entstand am 21.07.1966 durch Leckage ein fünfstündiger Brand in der Schmierölversorgung einer der beiden Turbinen, wodurch einige Steuerkabel am Block 1 unterbrochen wurden. Davon wurde ein Turbogenerator, der der Drehzahlregelung der Kühlgasgebläse von Block 1 dient, betroffen, so daß sich der Reaktor automatisch abschaltete. Infolge der Rauchentwicklung in der Maschinenhalle mußten auch der zweite Block und Turbosatz von Hand abgeschaltet werden.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 10, S. 462  
Atom und Strom, Bd. 12 (1966) Nr. 11/12,  
S. 162  
Nucleonics Week, Bd. 7 (1966) Nr. 30,  
S. 7

Anlage: Kernkraftwerk Oldbury, Block 1  
Bauart: Gas-Graphit-Reaktor  
Leistung: 300 MWe (netto)  
Kritikalität: Mitte 1967  
Kommerzieller  
Betrieb seit: November 1967  
Hersteller: The Nuclear Power Group  
Betreiber: Central Electricity Generating Board  
Bemerkung: Vorbetriebsphase

Vorkommnis: Kühlmittelverlust

Die Inbetriebnahme des Blocks 1 der Zwei-Block-Anlage, die Ende 1966 geplant war, wurde Leckageproblemen zufolge verzögert. Die Leckagen traten an der thermischen Isolierung der Innenseite des Spannbeton-Druckbehälters auf. Die thermische Isolierung in Oldbury, die in dieser Form bisher noch nicht ausgeführt worden war, ist eine nichtrostende Metallzwischenlage. Sie war erfolgreich an der Außenseite des Reaktors getestet und dann an der Innenseite aufgebracht worden.

Quelle: Nucleonics Week, Bd. 8 (1967) Nr. 2,  
S. 7, Nr. 29, S. 6

Anlage: Kernkraftwerk Trawsfynydd, Blöcke 1 und 2  
Bauart: Magnox  
Leistung: 2 x 250 MWe (netto)  
Kritikalität: Januar 1965/Februar 1965  
Kommerzieller Betrieb seit: Februar 1965/März 1965  
Hersteller: Atomic Power Construction  
Betreiber: Central Electricity Generating Board

Vorkommnis: Turbinenschaden

In der ersten Januarhälfte mußte das Kernkraftwerk wegen Reparatur im Hochdruckteil einer Turbine abgeschaltet werden. Der Maschinensatz war am Neujahrstag abgestellt worden, nachdem das Bedienungspersonal einen Leistungsabfall bemerkt hatte. Nach Aufdecken der Turbine wurden Teile der Stahlbandage vom Leitschaufelboden einer Hochdruckstufe gefunden, die zum Teil durch die Turbine gewandert waren und dabei die Beschaukelung beschädigt hatten. Bei der weiteren Untersuchung wurden Schäden gleicher Ursache im Mitteldruckteil festgestellt.

Nachdem man bei einer weiteren Turbine, die auf Grund von Meßwertbeobachtungen zur Inspektion aufgedeckt worden war, den gleichen Schaden fand, wurden die beiden restlichen Maschinensätze abgeschaltet. Obwohl diese keine Schäden erkennen ließen, wurden sicherheitshalber die Deckbänder mit Ultraschall überprüft. Es ergab sich kein Befund.

Die Kraftwerksleitung stellte keine Besonderheiten bezüglich der Konstruktion fest, die die Entstehung des Fehlers hätten begünstigen können. Der Dampfzustand - 65 bar/370°C - ist im Vergleich zu einigen anderen Kernkraftwerken hoch, aber nicht annähernd so hoch wie bei modernen, konventionellen Wärmekraftwerken.

Drei der Turbinen wurden ab Monatsmitte wieder schrittweise in Betrieb genommen.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 2, S. 50  
Atom und Strom, Bd. 12 (1966) Nr. 5/6,  
S. 65

Anlage: Kernkraftwerk Winfrith  
(Steam Generating Heavy Water Reactor = SGHWR)

Bauart: Druckröhrenreaktor

Leistung: 93,5 MWe (netto)

Kritikalität: Mitte 1967

Kommerzieller  
Betrieb seit: Januar 1968

Hersteller: United Kingdom Atomic Energy Authority

Betreiber: United Kingdom Atomic Energy Authority

Bemerkung: Vorbetriebsphase

Vorkommnis: Rohrleitungsschaden

In den Aluminium-Röhrenheizkörpern des Reaktors wurde Korrosion entdeckt, die durch Quecksilber hervorgerufen worden war. Wie das Quecksilber in den Reaktor gekommen war und welche Auswirkungen die Korrosion auf die Indienststellung hatte, war zum damaligen Zeitpunkt nicht bekannt. Die Möglichkeit einer Sabotage wurde nicht ausgeschlossen.

Quelle: Nucleonics Week, Bd. 8 (1967) Nr. 9,  
S. 8

Anlage: Versuchsreaktor Dragon  
Bauart: Hochtemperaturreaktor  
Leistung: 20 MWth  
Kritikalität: August 1964  
Hersteller: Organization for Economic Cooperation and Development  
Betreiber: United Kingdom Atomic Energy Authority/Organization for Economic Cooperation and Development

1. Vorkommnis: Nachrüstung

Der Reaktor wurde im Februar und März 1966 abgeschaltet, um Verbesserungen an der Anlage (neue Regelstäbe, Änderung der Brennelement-Handhabungseinrichtung und der Regelkreise) vornehmen zu können.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 5, S. 193  
Nucleonics Week, Bd. 7 (1966) Nr. 17,  
S. 3, Nr. 19, S. 3

2. Vorkommnis: Instandsetzung

Am 31.08.1966 beendete der Reaktor den ersten Abschnitt seines Volleistungsbetriebs. Er wurde planmäßig zu Wartung und ersten Brennelementwechsel abgeschaltet. Hierbei wurde ein Wärmetauscher mit zugehörigem Gebläse einer gründlichen Untersuchung unterzogen. Die maximale Oberflächenaktivität lag unter den zulässigen Werten und bedingte eine Dosisleistung von 60 mR/h, die im wesentlichen auf insgesamt 30 mCi im Rohrbündel abgelagerte Cs-137-Aktivität zurückzuführen war. Das Gebläse war in mechanisch gutem Zustand und wies nur geringe Aktivität auf. Eines der Wärmetauscherrohre war durch kristallines Lithiumsulfat (lösliches Neutronengift im Reaktor) blockiert. Der Graphit der Brennelemente zeigte keine Schäden. Aufgetretene Änderungen in den Dimensionen usw. entsprachen den errechneten Werten. Anfang Januar 1967 wurde der Reaktor mit dem zweiten Core wieder in Betrieb genommen. Die Spaltprodukt-Rückhaltung

war um den Faktor 50 besser als beim ersten Core.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 10, S. 462;  
Bd. 12 (1967) Nr. 3, S. 108, Nr. 12,  
S. 549  
Nucleonics Week, Bd. 8 (1967) Nr. 7,  
S. 8

ITALIEN

Anlage: Kernkraftwerk Latina  
Bauart: Gas-Graphit-Reaktor  
Leistung: 200 MWe (netto)  
Kritikalität: Dezember 1962  
Kommerzieller  
Betrieb seit: Januar 1964  
Hersteller: The Nuclear Power Plant Co., England,  
AGIP Nucleare, Italien  
Betreiber: Societa Italiana Meridionale per l'Energia  
Atomica (SIMEA)/Ente Nazionale per l'Energia  
Elettrica (ENEL)  
Vorkommnis: Leistungstransiente  
Nach Meldungen der ENEL ist der einzige Stör-  
fall seit Inbetriebnahme die thermische Exkur-  
sion, die am 03.01.1966 während des Anfahrens  
erfolgte und schnell durch Abschaltung gestoppt  
wurde.  
Quelle: atw, Bd. 12 (1967) Nr. 10, S. 452

JAPAN

Anlage: Kernkraftwerk Tokai Mura  
Bauart: Gas-Graphit-Reaktor  
Leistung: 157 MWe  
Kritikalität: Mai 1964  
Kommerzieller  
Betrieb seit: Juli 1966  
Hersteller: General Electric Company, Ltd., England  
Betreiber: Japan Atomic Power Co.

1. Vorkommnis: Abschaltung

Das Kernkraftwerk, das am 09.11.1965 erstmals elektrischen Strom lieferte, schaltete sich während des Versuchs der Leistungssteigerung von 10 auf 60 MW automatisch ab, da 88 der 80 000 Borstahlkugeln der Abschalteinrichtung in den Reaktor fielen.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 1, S. 2

2. Vorkommnis: Dampferzeugerschaden

Die Anlage mußte wegen Dampferzeugerschäden abgeschaltet werden, gerade als sie zum Leistungsbetrieb übergehen sollte.

Quelle: Nucleonics Week, Bd. 7 (1966) Nr. 5, S. 8, Nr. 30, S. 8

3. Vorkommnis: Dampferzeugerschaden

Nachdem der Reaktor schon vor der Aufnahme des Leistungsbetriebes zweimal wegen Dampferzeugerschäden abgeschaltet werden mußte, wurde eine erneute Abschaltung am 07.09.1966 aus dem gleichen Grunde notwendig. Die Anlage hatte eine Leistung von 110 MW erreicht, als Dampf in den Gaskreislauf eindrang und die Feuchte im Kohlendioxid von normal 110 ppm auf 400 ppm erhöhte.

Quelle: Atom und Strom, Bd. 12 (1966) Nr. 11/12, S. 162  
Nucleonics Week, Bd. 7 (1966) Nr. 37, S. 8, Nr. 48, S. 8

KANADA

Anlage: Forschungsreaktor Chalk River  
(Nuclear Research and Experimental Reactor = NRX)

Bauart: Tankreaktor

Leistung: 40 MWth

Kritikalität: Juli 1947

Hersteller: Defence Industries

Betreiber: Atomic Energy of Canada

Vorkommnis: Behälterleckage

In seinem Jahresbericht informierte der Reaktorbetreiber über weitere Leckstellen im Aluminium-Reaktorbehälter, die durch Korrosion an den Rohren aufgetreten waren. Ein neuer Behälter steht bereit, soll aber erst eingebaut werden, wenn Abhilfe durch Reparaturen nicht mehr möglich ist.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 12, S. 570

Anlage: Kernkraftwerk Rolphton  
(Nuclear Power Demonstration Reactor = NPD)

Bauart: Druckröhrenreaktor

Leistung: 22,5 MWe (netto)

Kritikalität: April 1962

Kommerzieller  
Betrieb seit: September 1962

Hersteller: Canadian General Electric Co.

Betreiber: Atomic Energy of Canada/Hydro-Electric Power  
Commission of Ontario

Vorkommnis: Turbinenschaden

Die Leistung des Reaktors mußte wegen Verschleißes der Turbinenschaufeln von 25 auf 22 MWe gesenkt werden. Der nun schon zweite Satz der Molybdänstahlschaufeln soll im nächsten Jahr durch Chromstahlschaufeln ersetzt werden.

Quelle: Nucleonics Week, Bd. 7 (1966) Nr. 48,  
S. 8; Bd. 8 (1967) Nr. 7, S. 8

NORWEGEN

Anlage: Forschungsreaktor Kjeller  
(Joint Establishment Experimental Pile = JEEP)

Bauart: Tankreaktor

Leistung: 450 kWth

Kritikalität: Juni 1951

Hersteller: Institutt for Atomenergi

Betreiber: Institutt for Atomenergi

Vorkommnis: Brennelementscha-den

JEEP lief in vollem Routinebetrieb im Jahre 1966 mit 2 % Stillständen wegen Störungen (17 Schnellabschaltungen). Die erzeugte Wärme betrug 110 MWd, somit 1242 MWd seit Betriebsbeginn 1951. Im Juni mußte ein Brennelement wegen aufgetretener Schäden ersetzt werden. Weitere sechs Elemente wurden planmäßig ausgewechselt, so daß alle 1951 eingesetzten Elemente nunmehr entladen sind.

Quelle: atw, Bd. 12 (1967) Nr. 12, S. 549

PUERTO RICO

Anlage: Kernkraftwerk Punta Higuera  
(Boiling Nuclear Superheater Power Station =  
BONUS)

Bauart: Siedewasserreaktor

Leistung: 16,3 MWe (netto)

Kritikalität: April 1964

Kommerzieller  
Betrieb seit: August 1965

Hersteller: General Nuclear Engineering Corp./Puerto Rico  
Water Resources Authority

Betreiber: Puerto Rico Water Resources Authority

1. Vorkommnis: Aktivitätsfreisetzung

Die Serie der Aktivitätsfreisetzungen in den Sicherheitsbehälter des BONUS-Reaktors am 27. Januar sowie am 7., 10. und 15. Februar setzte sich am 3., 7., 16., 23., 26., 28. März und 7. April fort. Die gesamte Freisetzung betrug rund 5 mCi. Durch technische und administrative Maßnahmen in der Anlage wurden die Aktivitätsfreisetzungen verringert. Druck- und Temperaturänderungen führten zu Leckagen verschiedener Ventile und erforderten das Tragen von Atemschutzmasken für mehrere Stunden. Die Lüftungsanlagen wurden verbessert, die Schließzeiten undichter Ventile verkürzt.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 256; Bd. 8 (1966/67) Nr. 1, S. 74; Bd. 7 (1966) Nr. 4, S. 513  
IRS-Kurzinformation 68/3, 17.01.1968  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 21, S. 6

2. bis 4.  
Vorkommnis: Regelungsstörung; Ventilstörung; Steuerelementschaden

Bor gelangte in die Heißkammer, offensichtlich verursacht durch die Entlüftung des Borbehälters, verbunden mit Aufschäumen und Tröpfchenmitriß. Pentaboratleckagen an den Ventilspindeln traten weiterhin auf. Nach Abschalten des Reaktors wurde dreimal unbeabsichtigt das Kernsprühsystem aktiviert, das eingespeiste Wasser reichte aus, den Behälter zu füllen und den Überhitzer mit ungereinigtem Wasser zu überfluten.

Umfangreiche Änderungen der Speisewasser- und Dampfregelventile wurden notwendig, um gleichmäßigeren Betrieb zu erreichen, da sich das Verhältnis Hüllrohrtemperatur/leistungsabhängige Dampferzeugung bei niedriger Leistung als extrem empfindlich erwies.

Dichtungen und Laufbüchsen der Steuerstabantriebe verschlissen zu schnell.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 256

#### 5. Vorkommnis: Steuerelementschaden

Nach einer Inspektion am 03.05.1966 wurden an den Steuerstabblättern des Reaktors erstmals größere Strahlenschäden festgestellt. Die Vergiftungsabschnitte der kreuzförmigen Stäbe (197 mm Spannweite, 3,2 mm Dicke, 1589 mm Länge) sind durch punktförmiges Zusammenschweißen von vier 1,6 mm dicken, rechtwinkligen Blechen aus rostfreiem Stahl hergestellt, die auf 1,09 Gewichts-% angereichertes Bor (92 % Bor-10) enthalten. Die folgenden Defekte wurden an dem Zentralstab während der Inspektion gefunden:

- Zwei etwa dreieckige Stücke, ungefähr 64 mm Seitenlänge und 1,6 mm Dicke, fehlten an zwei unteren Ecken.
- Ein 400 mm langer Riß, der von einer unteren Ecke ausging und etwa 20 mm von der äußeren Kante entfernt verlief, wurde auf einer Seite beobachtet.
- Die unteren annähernd 470 mm der Blattkante hatten sich verbogen. Diese Verbiegung behinderte die freie Bewegung des Stabes innerhalb seines Kanals.
- Risse wurden in zwei Blattabschnitten in der Nähe des Punktes, wo die Verbiegung einsetzte, beobachtet. Diese Risse waren etwa kreisförmig, beginnend an der Blattkante in Richtung auf das Innere und wieder zur Blattkante zurück. Die Länge der Risse war 200-300 mm.

Alle Risse waren nur etwa 1,6 mm tief, die fehlenden Stücke bestanden also aus einem halben Blatt. Bei der Abschaltung im April hatte der Reaktor einen mittleren Abbrand von 2240 MWd/t im Siedebereich erreicht. Der Zentralstab wurde durch einen anderen ersetzt sowie Seiten- und Eckbänke vertauscht. Nach einer visuellen Inspektion am 18.09.1967 traten die gleichen Fehler wieder auf. Daraus ließ sich schließen, daß

bei thermischer Neutronenfluenz über  $3,4 \times 10^{20}$  nvt eine Versprödung des Materials eintritt.

Quelle: IRS-Kurzinformation 68/3, 17.01.1968  
Nuclear Safety, Bd. 7 (1966) Nr. 4,  
S. 517

#### 6. Vorkommnis: Strahlenexposition

Ein etwa 1 m langes Verlängerungskabel wurde beim ersten Brennelementwechsel nicht benutzt, infolgedessen befand sich ein Teil des Brennelements oberhalb des dicken Abschnitts der Brennstoffabschirmung. Hoher Strahlenpegel (10 r/h) wurde festgestellt, als sich die Wechselflasche bereits auf dem Weg zum Lagerbecken befand. Trotz einer Dosisleistung von 1,2 r/h am Bedienungsplatz wurde der Transport fortgesetzt. Während der 19minütigen Transportzeit vom Hochziehen des Brennelements in die Wechselflasche bis zu deren Herabgleiten in die Beckenrutsche hatten der Bedienungsmann 180 mrem und der Strahlenschutztechniker 110 mrem erhalten.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 257

#### 7. Vorkommnis: Störung Abschaltssystem

Nachdem der Reaktor am 07.04.1966 abgeschaltet worden war, fand man ein Gasgemisch, bestehend aus 77 %  $H_2$  und 17 %  $O_2$  im Steuerstabantriebsgehäuse 9. Drei Tage Nennleistungsbetrieb ohne Entlüftung lassen das Gasgemisch explosionsfähige Konzentrationswerte erreichen. Es wurden daher Entlüftungsleitungen mit Strömungsbegrenzern installiert, die über eine Sammelleitung zur Hauptdampfleitung führen. Tests zeigten, daß eine gebrochene Entlüftungsleitung die Steuerstabfallzeit nicht nennenswert beeinflussen würde.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 258  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 27, S. 21

8. und 9.

Vorkommnis:

Vorwärmerschaden; Steuerelementscha-

den  
Im Juli 1966 wurde der Reaktor wegen verschiedener Instandsetzungsarbeiten abgeschaltet, insbesondere um Risse in Vorwärmerrohren ausbessern und Änderungen der Lüftungsanlage durchführen zu können.

Vier Steuerstabantriebe wurden repariert, da die Stabfallzeiten zu lang waren. Der Betrieb wurde Anfang Oktober wieder aufgenommen.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 11, S. 514  
IRS-Kurzinformation 68/3, 17.01.1968

10. Vorkommnis: Aktivitätsfreisetzung

Am 01.11.1966 wurde der Reaktor schnellabgeschaltet, nachdem der Wechselrichter zuvor abgeschaltet hatte, mit folgendem Ausfall der Spannungsversorgung für die Instrumentierung, Gebäudeabschluß und Umleitung der Kondensatorabgase in den Sicherheitsbehälter. Etwa 3 min nach der Schnellabschaltung wurde die Spannungsversorgung für die Instrumentierung wieder hergestellt. Die Aktivitätskonzentration im Reaktorgebäude stieg im am stärksten betroffenen Raum (Sicherheitsbehälterraum) bis auf  $9,15 \cdot 10^{-7} \mu\text{C}/\text{cm}^3$ . Durchgeführte Analysen wiesen auf Rb-88, Kr-88, Cs-138, Xe-138 und wahrscheinlich Xe-133 hin. Das Tragen von Atemschutzmasken war notwendig. Die kontaminierten Betriebsangehörigen wurden dekontaminiert. Ursache für die Aktivitätsfreisetzung waren verschiedene undichte Dichtungen, über den Kamin gelangten insgesamt rund 16 mCi in die Umgebung.

Quelle: AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 47, S. 8  
Nucleonics Week, Bd. 7 (1966) Nr. 47,  
S. 3, Nr. 48, S. 4

Anlage: Forschungsreaktor Puerto Rico (PRPR)  
Bauart: Wasserbeckenreaktor  
Leistung: 1 MWth  
Kritikalität: August 1960  
Hersteller: American Machine & Foundry Co.  
Betreiber: University of Puerto Rico

Vorkommnis: Strahlrohrschaden

Am 16.02.1966 kam es zu einer Explosion in einem der 8-Zoll-Strahlrohre und als Folge davon zu einer Schnellabschaltung des Reaktors. Der am nächsten zum Reaktorkern befindliche Abschirmstopfen im Strahlrohr war aufgeplatzt und das Beckenende des Strahlrohres abgerissen. Weder Reaktorkern noch andere wichtige Reaktorkomponenten wurden beschädigt. Spaltprodukte wurden nicht freigesetzt, Personen kamen nicht zu Schaden.

Quelle: ORNL-NSIC-64, ROE 66-3, Okt. 1969, S. 7  
Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 260; Bd. 7 (1965/66) Nr. 3, S. 392

VEREINIGTE STAATEN

Anlage: Kernkraftwerk Big Rock Point  
Bauart: Siedewasserreaktor  
Leistung: 72 MWe (netto)  
Kritikalität: Mitte 1963  
Kommerzieller Betrieb seit: November 1965  
Hersteller: General Electric Co./Bechtel Corp.  
Betreiber: Consumers Power Co., Charlevoix/Mich.

1. Vorkommnis: Strukturelementschaden

Die Hälfte der Haltebolzen für den thermischen Schild versagte wegen Ermüdungsbruch. Strömungserscheinungen verursachten anhaltende Vibration, nachdem durch Verschleiß Spiele zwischen Richtbolzen und Schild entstanden waren. Die obere Abdichtung wurde erneuert, die untere aufgekeilt.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 257

2. Vorkommnis: Regelungstörung

Der Betreiber berichtete von mehreren Fällen des Ausfahrens von Steuerstäben, ohne daß ein Operateur dies veranlaßt hatte. Das Ausfahren wurde immer nach vorheriger Abschaltung beobachtet und deshalb mit Druckverlust am Steuerstabantrieb in Verbindung gebracht. Die Störung wurde behoben, indem der Sammelbehälter über ein Ventil mit dem Reaktorsystem verbunden wurde, das sich gleichzeitig mit dem Abschaltventil öffnet und verhindert, daß der Druck im Sammelbehälter den Reaktordruck überschreitet. Umgekehrt verhindert ein Rückschlagventil Rückströmung vom Reaktor zum Sammelbehälter.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 8 (1966/67) Nr. 1, S. 74; Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 258

3. Vorkommnis: Brennelementschaden

Am 09.04.1966 wurde das Kernkraftwerk für etwa einen Monat abgeschaltet, um Brennstoffwechsel

vornehmen zu können. Gleichzeitig wurden defekte Brennelemente zur Untersuchung entnommen und dabei festgestellt, daß die Stahlhüllen von nur 5 der insgesamt 9 000 Brennstäbe in 60 Brennelementen schadhafte waren. Am 13.05.1966 wurde die Stromerzeugung wieder aufgenommen.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 5, S. 195, Nr. 6, S. 275

4. und 5.  
Vorkommnis:

Ventilstörung; Brennelementscha-  
den

Am 08.08.1966 fiel durch Blitz die Hauptversorgungsleitung aus, durch unkorrekte Justierung des sich verzögert öffnenden Abschaltventils wurde Schnellabschaltung verursacht. Die Turbine schaltete nicht ab und lief 4 min im Inselbetrieb, bis sie von Hand abgeschaltet wurde. Während der Abschaltung, die zu vollständigem Spannungsausfall führte, da die Hauptschalter durch Kriechstrom über die Schalteranzeigelampen offen gehalten wurden, öffnete plötzlich die Turbinenumleitstation, als das Turbinenventil schloß. Hochdruckdampf gelangte in ausreichender Menge in den Kondensator und sprengte die Berstscheibe. Mit Ausnahme der Schalterwartensoperatoren zog sich das Betriebspersonal wegen erhöhter Luftaktivität zum Pfortenhaus zurück. Die Steuerventile hatten nicht die richtige Vorspannung, um die Umleitstation bei Lastabwurf zu schließen.

Zum Auswechseln eines Viertels der Brennelemente wurde das Kernkraftwerk am 17.09.1966 abgeschaltet. Bei der Besichtigung wurden Defekte an einigen Stahlhüllen der Brennstäbe festgestellt. Der Brennelementwechsel wurde am 09.11.1966 abgeschlossen.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 11, S. 515,  
Nr. 12, S. 571  
Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 261

6. Vorkommnis: Strukturelementscha-  
den

Während des anschließenden Anfahrens verhinderte ein im Antriebsgehäuse sitzender Bolzen das Ausfahren der Steuerstäbe. Der Bolzen stammte vom Spannriegerleinsatz des Gitterrostes. Man fand, daß neun der übrigen 69 Bolzen teilweise

gebrochen waren. Ursache war vermutlich Kaltverformung und unzureichende Wärmebehandlung.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 261

7. Vorkommnis: Pumpenschaden

Nach dem Brennelementwechsel und Wiederanfahren des Reaktors am 09.11.1966 trat ein Defekt an der Dichtung einer Umwälzpumpe auf. Während des Auswechselns der Pumpe lief der Reaktor mit nur einer Pumpe und einem Kühlkreis mit 50 MWe.

Quelle: atw, Bd. 12 (1967) Nr. 1, S. 4

Anlage: Kernkraftwerk Dresden, Block 1  
Bauart: Siedewasserreaktor  
Leistung: 200 MWe (netto)  
Kritikalität: Oktober 1959  
Kommerzieller Betrieb seit: August 1960  
Hersteller: General Electric Co./Bechtel Corp.  
Betreiber: Commonwealth Edison Co., Morris/Ill.

1. bis 4. Brennelementschaden; Lastabwurf; Notstromfall;  
Vorkommnis: Instrumentierungsschaden

Unter den im 3. Brennstoffzyklus eingesetzten Brennelementen waren so viele undichte Elemente, daß die vorgegebenen Fortluftgrenzwerte zu einem auf 70 % reduzierten Grundlastbetrieb zwangen. Die Stopfbuchse der Kondensatpumpe brach und ließ Wasser austreten, das jedoch durch Wasser aus dem Kondensatvorratsbehälter ersetzt wurde.

Der Blitzableiter fiel aus, durch Blitzschlag fielen der Generator und zwei Umwälzpumpen aus. Der verringerte Durchsatz kompensierte den Druckanstieg, der normalerweise Abschalten wegen zu hohem Neutronenfluß verursacht hätte.

Ein Tornado bewirkte den Ausfall aller fünf Versorgungsleitungen, doch der Notstromdieselmotor lief ordnungsgemäß.

Der Ausfall eines 10-Cent-Kohlewiderstandes in einer Logikschaltung verursachte die 1. Abschaltung durch die In-Core-Flußüberwachung.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 256

Anlage: Kernkraftwerk Elk River  
(Elk River Reactor = ERR)

Bauart: Siedewasserreaktor

Leistung: 22 MWe

Kritikalität: Ende 1962

Kommerzieller  
Betrieb seit: Juli 1964

Hersteller: Allis Chalmers Manufacturing Co.

Betreiber: Rural Cooperative Power Association

1. Vorkommnis: Steuerelementschaden

Die Anlage wurde am 15.04.1966 zum Wechsel einiger Brennelemente abgeschaltet. Während der nachfolgenden Inspektion wurden mehrere Mängel entdeckt. Einige Steuerstäbe zeigten Risse an Nietstellen und an den Hubankern. Die Überprüfung des Reaktorbehälters und der Korrosionsprüflinge ergab geringe Veränderungen, die für den Betrieb jedoch ohne Bedeutung waren.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 6, S. 275  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 28, S. 18

2. Vorkommnis: Brennelementschaden

Während des Nachladens im Juni 1966 wurden an 26 von 100 Brennelementen des 1. Brennstoffzyklus Verbiegungen von einigen Grad festgestellt. Die Brennstäbe haben einen Durchmesser von etwa 11,3 mm und 7,6 mm Abstand. Drei Elemente zeigten Verbiegungen von über 2,5 mm bei einer maximalen Verbiegung von ca. 3,8 mm. Obwohl die meisten Verbiegungen kleiner waren, wurden alle 26 verbogenen Elemente ausgewechselt. Die Verbiegungen wurden auf Ausdehnungsbehinderung der Brennstäbe im Iconel-Abstandsgitter zurückgeführt.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 258, 260  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 29, S. 42

3. Vorkommnis: Aktivitätsfreisetzung

Der Reaktor wurde Ende August 1966 abgeschaltet, nachdem Aktivität vermutlich infolge Dampferzeugerschäden freigesetzt worden war. Dabei war das Abgassystem wieder aktiviert worden, ohne zu wissen, daß die Absperrklappe geschlossen war. Abgas gelangte in den Sicherheitsbehälter statt in den Fortluftkanal.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 11, S. 515  
Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 260

Anlage: Kernkraftwerk Enrico Fermi  
Bauart: Schneller natriumgekühlter Brutreaktor  
Leistung: 61 MWe (netto)  
Kritikalität: Mai 1963  
Kommerzieller Betrieb seit: Dezember 1965  
Hersteller: Atomic Power Development Associates, Inc./United Engineers & Constructors/Commonwealth Associates Inc.  
Betreiber: Power Reactor Development Co./Detroit Edison Co.  
Vorkommnis: Strukturelementschaden

Die Anlage mußte am 05.10.1966 wegen erhöhter Spaltproduktivität im Argon-Schutzgas (vor allem Xe-133 und Xe-135) und zu hohen Kühlmittel-Austrittstemperaturen bei zwei benachbarten Brennelementen mit Wärmefühlern abgeschaltet werden. Eine zeitraubende Überprüfung der beiden verklemmten und teilweise miteinander verschmolzenen Brennstäbe, die mit Spezialinstrumenten getrennt und dann aus dem Reaktor herausgezogen wurden, ergab keine Klärung der Ursache für den Brennelementschaden. Nach einer Untersuchung des Reaktortanks wurde ein mehrfach verbogenes Metallstück von ca. 0,8 mm Stärke entdeckt, das offensichtlich unter die untere Gitterplatte geraten war und dort den Kühlmittelfluß zu mehreren Kanälen blockiert hatte. Es handelte sich, wie später bekannt wurde, um eines von sechs Zirkonblechen, die beim Bau in letzter Minute nachträglich auf den Boden genietet wurden. Um das Stück zu zerschneiden und es mit kleinen Manipulatoren zu entfernen, wurde ein 1:1-Modell des unteren Reaktorteils gebaut. Untersuchungen erstreckten sich darauf, wie ein derartiger Störfall z.B. durch Einbau von Filtern, Ablenkplatten usw. verhindert und ein Brennelementschmelzen rechtzeitig entdeckt werden könnte.

Künftige Reaktoren sollten besseren Zugang ermöglichen und eine Ablaufvorrichtung für das Natriumkühlmittel haben. Sie wurden bei dem Bau der Fermi-Anlage aus Furcht vor Kühlmittelverlust weggelassen. Am 22.03.1968 konnte das Metallstück nach ca. 3 Wochen Arbeit entfernt werden. Mit den neuentwickelten Spezialinstrumenten versuchte man auch, die anderen Abdeck-

bleche zu demontieren. Am 18.07.1970 wurde der Leistungsreaktor erstmals wieder mit einem neuen Brennstoffkern kritisch und am 17.10.1970 für zwei Tage planmäßig mit voller Ausgangsleistung ans Netz geschaltet.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 11, S. 515;  
Bd. 12 (1967) Nr. 11, S. 504; Bd. 13  
(1968) Nr. 4, S. 166; Bd. 15 (1970)  
Nr. 3, S. 103, Nr. 11, S. 497, Nr. 12,  
S. 545  
IRS-Kurzinformation 68/14, 05.03.1968,  
68/24, 04.04.1968  
Nuclear Safety, Bd. 8 (1966/67) Nr. 3,  
S. 285; Bd. 9 (1968) Nr. 1, S. 97  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 42, S. 9  
Nucleonics Week, Bd. 7 (1966) Nr. 41,  
S. 1; Bd. 8 (1967) Nr. 38, S. 1

Anlage: Kernkraftwerk Hanford  
(New Production Reactor = NPR)

Bauart: Wasser-Graphit-Reaktor

Leistung: 850 MWe (netto)

Kritikalität: Ende 1963

Kommerzieller  
Betrieb seit: November 1966

Hersteller: Burns & Roe/Kaiser Engineers

Betreiber: Washington Public Power Supply/Douglas UN

Vorkommnis: Abschaltung

Technische Schwierigkeiten, entstanden durch einen siebenwöchigen Streik in den Hanford-Werken, haben den Betrieb der Anlage ins Stokken gebracht. Der Reaktor war am 08.01.1966 mit den anderen Hanford-Produktionsreaktoren abgeschaltet worden und nahm am 25.08.1966 seinen Betrieb wieder auf. Er wurde seitdem zweimal abgeschaltet. Die Gründe wurden nicht genannt.

Quelle: Nucleonics Week, Bd. 7 (1966) Nr. 35,  
S. 3

Anlage: Kernkraftwerk Humbold Bay, Block 3  
Bauart: Siedewasserreaktor  
Leistung: 68,5 MWe (netto)  
Kritikalität: Ende 1962  
Kommerzieller Betrieb seit: August 1963  
Hersteller: General Electric Co./Bechtel Corp.  
Betreiber: Pacific Gas & Electric Co.

1. Vorkommnis: Brennelementscha den

Während des einjährigen Betriebszyklus 1 B wich die Reaktivitätsabnahme von der erwarteten Geraden ab. Eine 5 bis 10 %-Abnahme des Durchflusses und ein zunehmender Blasengehalt stammten von der Verzunderung der Brennelemente. Nach Abschluß der Untersuchungen wurde der Reaktorbetrieb wieder aufgenommen. Der Reaktivitätsverlust betrug  $0,6 \% \Delta k$ , die Durchflußverringerung 10 %. Mit Sauerstoff angereichertes Wasser oder Anwendung der "Sipping"-Testmethode während der 3monatigen Abschaltpause hatte den Zünder gelockert, so daß die erste thermische Beanspruchung weiteres Material löste, das sich in den Abstandsdrähten fand. Das minimale Wärmestromdichteverhältnis ging bei Überlast von 3,1 auf 2,9 zurück.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 255

2. Vorkommnis: Brennelementscha den

Der Betreiber beantragte eine Heraufsetzung der Grenzwerte für die radioaktiven Ableitungen, da im Jahre 1965 die Leistung durch die Ableitungen über Kamin infolge defekter Brennelemente 3 Monate lang eingeschränkt worden war. Die Genehmigungsbehörde lehnte die Erhöhung ab mit der Begründung, daß bessere Brennelemente bereits beschafft würden. Durchgeführte Rauchtests bestätigten nicht die Annahmen der Ausbreitungsrechnung, aus der Umgebungsüberwachung ergaben sich doppelt so hohe Dosiswerte als erwartet. Deshalb zog die Genehmigungsbehörde Leistungsverringerung oder Brennelement-

wechsel einer Erhöhung der Ableitungsgrenzwerte vor.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 259

3. und 4.  
Vorkommnis:

Instrumentierungsschaden; Störung Notstromversorgung

Die Hochspannungsversorgung für den log-N-Kanal fiel durch Kurzschluß aus, die Ersatzversorgung konnte auf Grund niedrigen Kabelwiderstandes nur eine Spannung von 250 V (normalerweise 800 V) liefern. Die Anzeige wurde dadurch wegen hohen Neutronen-/Gammastrahlungsverhältnisses nicht beeinträchtigt. Ein ausgefallener Anfahrkanal wurde beim Wiederauffahren entdeckt.

Bei einem der monatlichen Testläufe des Dieselgenerators schaltete der Temperaturschutz die Maschine wegen zu niedrigem Wassergehalt des Kühlers ab. Eine zu niedrige Batteriespannung erlaubte es später nicht, den Dieselgenerator zum Testlauf zu starten. Durch einen feststehenden Kontakt in der Spannungsregelung hatte sich die Batterie entladen.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 259

5. Vorkommnis: Ventilstörung

Die am Sammelbehälter 8 hängenden Steuerstabantriebe versagten bei einem der vierteljährlichen Schnellabschalttests. Das Hauptabschaltmagnetventil, das während des 1965 durchgeführten Brennelementwechsels umgebaut worden war, wurde zweimal ausgewechselt, ohne sachgemäß zu arbeiten. Durch ein verbogenes Führungsrohr, entstanden beim Anziehen des schlecht ausgerichteten Deckels, konnte sich der Magnetkern nicht bewegen. Die anderen Antriebe wurden überprüft. Die Montageanleitung des Ventils warnte nicht vor den Folgen falscher Ausrichtung. Die Lieferfirma benutzt nun Aufkleber, um die richtige Ausrichtung anzuzeigen und erwägt eine Konstruktionsänderung.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 259

Anlage: Kernkraftwerk Idaho  
(Experimental Breeder Reactor 2 = EBR 2)

Bauart: Schneller natriumgekühlter Brutreaktor

Leistung: 16,5 MWe (netto)

Kritikalität: Mitte 1963

Kommerzieller  
Betrieb seit: Mai 1965

Hersteller: Argonne National Laboratory/Diversified Builders  
Inc.

Betreiber: Argonne National Laboratory

Vorkommnis: Explosion

Eine Explosion in der Materialschleuse des Sicherheitsbehälters wurde auf Ansammlung und Zündung von Wasserstoff und Sauerstoff zurückgeführt, freigesetzt aus den Batterien der Wechselflasche für den Transport zwischen den Gebäuden. Der Druckaufbau wurde mit weniger als 3,5 bar veranschlagt, bevor die innere Tür hochgedrückt wurde. In der Zukunft soll die Wechselflasche nur bei tatsächlichen Transportvorgängen in die Schleuse gebracht werden. Der elektrische Stromkreis wurde geändert, um ein Laden der Batterien in der Schleuse zu verhindern (siehe Bild 1).

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 254  
Safeguards Bulletin, Nr. 3/66, S. 5

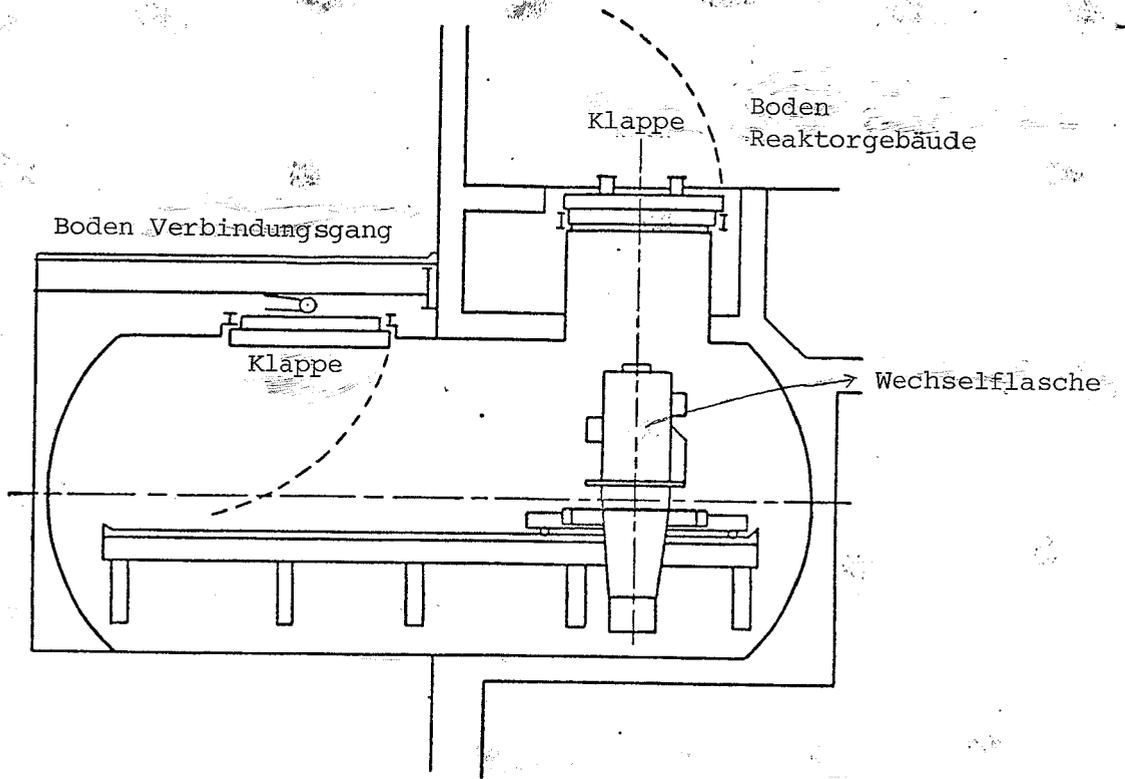


Bild 1: Materialschleuse mit Position der Wechselflasche für den Transport zwischen den Gebäuden

Anlage: Kernkraftwerk Indian Point, Block 1  
Bauart: Druckwasserreaktor  
Leistung: 255 MWe (netto)  
Kritikalität: Anfang 1962  
Kommerzieller Betrieb seit: Oktober 1962  
Hersteller: Consolidated Edison Co./Babcock & Wilcox Co.  
Betreiber: Consolidated Edison Co., Buchanan/N.Y.

1. Vorkommnis: Kontamination

Drei Männer befuhren für 39 min zu Inspektionszwecken den Druckhalter und erwiesen sich anschließend als leicht kontaminiert. Obwohl der Luftprobensammler einen Wert unterhalb der höchstzulassenen Konzentration angezeigt hatte, wurden die Männer einer Untersuchung im Ganzkörperzähler unterzogen. Man stellte Cobalt-60 und möglicherweise Mangan-54 fest. Die höchste Dosis betrug 0,14 rem und die Inkorporation lag zwischen 1,5 und 2,5  $\mu\text{c}$ .

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 257

2. Vorkommnis: Reaktivitätsstörung

Die kernphysikalischen Tests während des Anfahrens von Reaktorkern B ergaben für einen einzelnen Steuerstab einen Reaktivitätswert von 3,8 %  $\Delta k/k$ , als alle anderen Stäbe eingefahren waren. Der Wert lag über dem im Sicherheitsbericht festgelegten Wert. Bei erneuter Überprüfung konnte ermittelt werden, daß die Auswirkungen des heißen Anfahrungsfalls noch keinen Schaden verursachen würden.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 259

3. Vorkommnis: Regelungstörung

Vorläufige Wärmebilanzen beim Anfahren des Reaktorkerns B ergaben, daß der primäre Kühlmitteldurchsatz 2,5 % unter dem Auslegungswert lag,

obwohl kein größerer Druckabfall über den Reaktorkern vorlag. Der Reaktor arbeitete wegen der technischen Spezifikationen mit einer abgeschalteten Pumpe. Bei späteren Tests entdeckte man, daß sich die Kalibrierung der Widerstandsthermometer im Kühlmittel verändert hatte und somit die Umwandlung der gemessenen kg/h in l/min falsch war. Der Durchsatz entsprach dem vom Reaktorkern A. Die technischen Spezifikationen wurden später auf direkt gemessene kg/h abgeändert.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 260

4. Vorkommnis: Dampferzeugerschaden

Der seit Anfang Mai mit 80 % seiner Volleistung arbeitende Block wurde wegen Dampferzeugerschadens für eine Woche abgeschaltet und arbeitete danach mit voller Leistung.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 6, S. 275; Nr. 5,  
S. 195  
Nucleonics Week, Bd. 7 (1966) Nr. 18,  
S. 4

5. Vorkommnis: Dampferzeugerschaden

8 undichte Heizrohre wurden bisher in den Dampferzeugern entdeckt. Alle Schäden wurden an den Dampferzeugern 11 und 14 festgestellt, während die beiden anderen (12 und 13) keine aufwiesen. 5 der Dampferzeugerschäden fanden sich in den U-Rohrkrümmern. Eine Inspektion ergab ein Absinken der Rohrbefestigung am U-Krümmern des Dampferzeugers 14. Alle Undichtigkeiten traten während Abkühlung und Wiederaufheizung auf. Das größte Leck, einem 18-mm-Loch entsprechend, ließ den Wasserspiegel des Druckhalters in 6 min um rund 250 cm bei normaler Zuspeisung abfallen.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 258  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 28, S. 16

6. Vorkommnis: Dampferzeugerschaden

Vom 23.09. - 08.10.1966 wurde der Block erneut zur Reparatur von schadhafte Heizrohren der Dampferzeuger abgeschaltet.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 11, S. 515

Anlage: Kernkraftwerk ML-1  
Bauart: Druckröhrenreaktor (gasgekühlt)  
Leistung: 300 kWe (netto)  
Kritikalität: 1961  
Hersteller: Aerojet General Nucleonics  
Betreiber: Aerojet General Nucleonics

1. Vorkommnis: Strukturelementschaden

Der Abschluß des ML-1-Projektes machte eine Überprüfung des Reaktors möglich. Im Bericht darüber hieß es, daß im Bereich der Druckrohre und des unteren Rohrbodens zunehmende Zerstörung festgestellt worden war, hervorgerufen durch allgemeinen Lochfraß und Spannungsrißkorrosion. Beide Erscheinungen hatten großflächige Auswirkungen und breiteten sich so rasch aus, daß die Tragkonstruktion für den Reaktorkern hätte zusammenbrechen können. Da die hohen Temperaturen von rund 650°C verantwortlich für die Korrosion zu sein schienen, lag die Schlußfolgerung nahe, daß die rostfreien Stähle 304, 316 und 321 für derartige Betriebsverhältnisse ungeeignet sind.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 257

2. Vorkommnis: Brennelementschaden

Während der Demontage des Reaktorkerns wurden Korrosionserscheinungen an den aus rostfreiem Stahl bestehenden Brennelementhüllen festgestellt. Der Schaden war in den sechs Monaten entstanden, in denen der Reaktorkern unter Wasser gelagert wurde. Die Hüllen von 61 Brenn- und Ersatzelementen waren durch den Reaktorbetrieb bei hoher Temperatur (über 600°C) sensibilisiert worden und begannen dann in dem Wasserbecken zu oxydieren. In der ersten Betriebszeit waren die Spinnen aus rostfreiem Stahl, die die Brennstäbe in den Hüllrohren halten, beschädigt worden. Die Ersatzspinnen hatten sich in späteren Tests bewährt.

Quelle: Nucleonics Week, Bd. 7 (1966) Nr. 35,  
S. 5

Anlage: Kernkraftwerk Pathfinder  
Bauart: Siedewasserreaktor  
Leistung: 62 MWe (netto)  
Kritikalität: Anfang 1964  
Kommerzieller  
Betrieb seit: August 1966  
Hersteller: Allis-Chalmers Manufacturing Co.  
Betreiber: Northern States Power Co.

Vorkommnis: Regelungstörung

Aufgenommene Diagramme der Reaktorkonstanten als Funktion des Wasserspiegels zeigten ein Tal bei 15 cm, eine Spitze bei 52 cm und ein asymptotisches Verhalten bei 90 cm (halbe Kernhöhe). Die Abschaltreaktivität wurde um einen Faktor 2 überschätzt, da unterkritische Zählratendaten zusammen mit Reaktivitätswertkurven verwendet wurden. Einfache Stabfalltechnik überschätzte die Abschaltreaktivität um einen Faktor 1,7. Auch die Meßkammer/Quellen-Geometrie beeinflusste das Ergebnis.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 259

Anlage: Kernkraftwerk Peach Bottom, Block 1  
Bauart: Hochtemperaturreaktor  
Leistung: 40 MWe (netto)  
Kritikalität: März 1966  
Kommerzieller Betrieb seit: Mai 1967  
Hersteller: Gulf General Atomic Inc./Bechtel Corp.  
Betreiber: Philadelphia Electric Company, York Co./Pa.

1. bis 3. Vorkommnis: Dampferzeugerschaden; Steuerelementscha-  
den; Störung BE-Wechselmaschine

Während der Inbetriebnahme der Anlage mußten mehrere Abschaltungen vorgenommen werden. Gründe waren ein Heizrohrschaden im Überhitzerteil des Dampferzeugers, hervorgerufen durch Spannungsrißkorrosion.

Ein unregelmäßiges Klemmen des Antriebes bei vier Steuerstäben wurde festgestellt, verursacht durch zerbrochene Kugeln in der Kugelmuttereinheit. Die Schnellabschaltung wurde dadurch nicht behindert.

An der Brennelementwechselmaschine gab es Reibungsprobleme beim Arbeiten in heißem Helium.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 1, S. 3; Nr. 7, S. 339  
Nuclear Safety, Bd. 8 (1967) Nr. 3, S. 259; Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 260  
Nucleonics Week, Bd. 7 (1966) Nr. 20, S. 6  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 20, S. 6

Anlage: Kernkraftwerk Piqua  
Bauart: Organisch-gekühlter Reaktor  
Leistung: 11,4 MWe (netto)  
Kritikalität: Mitte 1963  
Kommerzieller  
Betrieb seit: Januar 1964  
Hersteller: Atomics International  
Betreiber: City of Piqua

1. und 2.  
Vorkommnis:

Kühlmittelfouling; Steuerelementschaden

Mitte Januar 1966 mußte der organische Reaktor auf Grund mehrerer Betriebsprobleme abgeschaltet werden. Der Einbau eines neuen Überhitzerrohrbündels, eine Änderung der Steuerstäbe und eine allgemeine Wartung waren vorgesehen. Bei der Analyse des Reaktors stellte man Ablagerung von Zersetzungsprodukten, Verkohlung des Kühlmittels, Schlammablagerungen, Einfrieren des Kühlmittels in Instrumentenleitungen, unerwartete Reaktivitäts- und Leistungsänderungen und Versagen einzelner Teile fest. Auf den Wärmeübergangsflächen der Brennelemente wurden Ablagerungen festgestellt.

Die Inbetriebnahme des Reaktors wurde verschoben, nachdem später entdeckt wurde, daß bei allen 13 Regelstäben Kühlmittel in das Gehäuse der Magnetspulen eingedrungen war und Kurzschlüsse erzeugte. Nach Stillstand bis zum Frühjahr 1968 wurde der Reaktor demontiert.

Quelle: atw, Bd. 11 (1966) Nr. 3, S. 99; Nr. 7, S. 339; Nr. 11, S. 515; Bd. 13 (1968) Nr. 1, S. 4  
Nuclear Safety, Bd. 7 (1966) Nr. 3, S. 392; Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 254, 294  
Nucleonics Week, Bd. 7 (1966) Nr. 6, S. 5; Nr. 38, S. 4; Bd. 8 (1967) Nr. 42, S. 6, Nr. 51/52, S. 1  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 7, S. 22; Bd. 13 (1967) Nr. 6, S. 20

Anlage: Kernkraftwerk Shippingport  
Bauart: Druckwasserreaktor  
Leistung: 141 MWe (netto)  
Kritikalität: Dezember 1957  
Kommerzieller Betrieb seit: Dezember 1957  
Hersteller: Westinghouse Electric Co.  
Betreiber: Dusquesne Light Co.

1. und 2.

Vorkommnis: Ventilstörung; Regelungsstörung

Ausfall eines Absperrventils in einer Probenahmeleitung wurde infolge hydraulischer Druckabnahme durch ein Regelventil verursacht. Um den Druckabfall zu verhindern, wurde das Schließsignal um 8 sec verzögert, um zunächst den Druckaufbau zu ermöglichen.

Durch Einfall eines Steuerstabes bei 75 % Reaktorleistung fiel der Wasserspiegel im Druckhalter von 200 cm auf 25 cm, während bei voller Schnellabschaltung der Wasserspiegel nur um die Hälfte fällt und bei 100 cm stehenbleibt.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 256

3. Vorkommnis: Regelungsstörung

Die Betriebsaufzeichnungen zeigten, daß durch die Xenon-Transiente die Leistungsanzeige bis zu 17 % vom richtigen Wert abwich. Weiter wurden die Leistungsspitzen infolge des Xenons für geringere Leistungsstufen und verschiedene Zeitpunkte überprüft. Grenzwerte für die Leistung als Funktion der Zeit wurden festgelegt, bevor der Nennleistungsbetrieb wieder aufgenommen wurde. Das ZIP-Modell für die axiale Abnahme wurde überprüft, um den Xenon- und Samariumaufbau um 30 % zu verringern und die vorhergesagten mit den gemessenen kritischen Stabstellungen zur Übereinstimmung zu bringen.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 258

Anlage: Kernkraftwerk Yankee  
Bauart: Druckwasserreaktor  
Leistung: 175 MWe  
Kritikalität: August 1960  
Kommerzieller  
Betrieb seit: Juli 1961  
Hersteller: Westinghouse Electric Corp./Stone and Webster  
Betreiber: Yankee Atomic Electric Co., Rowe/Mass.

1. Vorkommnis: Strukturelementscha-

Verschiedene Kernbauteile und Bestrahlungsproben wurden auf dem Behälterboden gefunden, als der Kernbehälter für Schwingungsuntersuchungen ausgebaut wurde. Die losen Teile hatten die Plattierung durchgescheuert und umfangreiche Korrosion verursacht.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 256

2. und 3.  
Vorkommnis:

Dampferzeugerschaden; Regelungstörung

Durch Natriumeinspritzung in das Hauptkühlmittel fand man ein Leck im Dampferzeuger 1, das wahrscheinlich größer war als die vorher lokalisierte undichte Stelle im Dampferzeuger 3.

Am 25. Oktober, als eine Speisewasserpumpe außer Betrieb genommen wurde, blieb deren Rückschlagventil geöffnet. Die Umwälzung des Speisewassers durch die anderen Pumpen verursachte Schnellschluß der Turbine und eine Schnellabschaltung des Reaktors infolge niedrigen Wasserstandes im Dampferzeuger. Während des Anfahrens wurde die Kühlmittelschleife 3 (Hauptbereich 150 bis 600 mr/h) bei 10 % Leistung untersucht, um die Ursache der Wasserstandsschwankungen und des Wasserschlages zu finden. Das Gelenkstück des Rückschlagventils war verschlissen.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 258

4. Vorkommnis: Strukturelementschaden

Nachdem der Brennelementwechsel beendet war, wurde der Reaktor ohne zwei vorher verwendete Zirkaloy-Testeinsätze wieder angefahren. An den Befestigungsvorrichtungen, die den nichtrostenden Stahlmantel sicherten, wurden Risse, Rauigkeiten und Deformationen festgestellt. Es wurde angenommen, daß die Gründe im zu hohen pH-Wert des System zu suchen waren.

Quelle: Nucleonics Week, Bd. 7 (1966) Nr. 48,  
S. 4

Anlage: NS Savannah (Reaktorschiff)  
Bauart: Druckwasserreaktor  
Leistung: 22 000 WPS  
Kritikalität: Dezember 1961  
Kommerzieller Betrieb seit: März 1962  
Hersteller: Babcock & Wilcox Co.  
Betreiber: First Atomic Ship Transport Inc.

1. Vorkommnis: Steuerelementscha den

Am 08.01.1966 bemerkte man bei Überprüfung der Steuerstäbe nach planmäßigem Abschalten des Reaktors, daß 10 der 21 Magnetspulen-Schutzsicherungen durchgebrannt waren. Eine Überprüfung zeigte, daß durch Alterung der Spulenisolierung und damit verbundene Kurzschlüsse der Wicklungswiderstand von 15 Ohm auf 6 Ohm gesunken war. Wegen der ausfallsicheren Schaltung, d.h. Steuerstäbe konnten nicht ausgefahren werden, ausgefahrene Stäbe wären eingefallen, war die Sicherheit zu keiner Zeit in Frage gestellt. Ein derartiger Ausfall mit den Magnetspulen im angeregten Zustand war bisher noch nicht aufgetreten. Tests zeigten, daß zu niedrige Spannung einige Magnetspulen nicht in die angezeigte Stellung gelangen ließ, was zu einem Ansteigen des Stromes und zu einer Überhitzung der Magnetspulen führte.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 7 (1965/66) Nr. 3, S. 391; Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 255

2. Vorkommnis: Verstoß gegen Betriebsvorschriften

Der Reaktorbetreiber wurde beschuldigt, beim Einlaufen in den Hafen von Bilbao, Spanien, am 05.05.1966 nicht die technischen Spezifikationen eingehalten zu haben, da die Sicherheitskanäle im Leistungsbereich nach Ausfall eines Kanals nicht auf (1 von 2)-Betrieb umgeschaltet worden waren und sich der Strahlenschutzbeauftragte nicht an seinem vorgeschriebenen Platz befand. Auch waren die Aktivkohlefilter durch oxydiertes Schmieröl stark verschmutzt.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 260

3. Vorkommnis: Kühlmittelverlust

Am 11./12.08.1966 stieg die Primärkühlmittel-einspeisung an und später sprach das Signal "Hoher Wasserstand im Sicherheitsbehälter" an. Eine Leckrate von 270 l/h wurde bis zum Einlaufen in den Hafen am 12.08.1966 in Kauf genommen. Die Inspektion ergab, daß ein Fitting am Durchflußgeber gebrochen war. Die Reparaturen wurden bei einer maximalen Strahlenexposition von 70 mrem über 2 Tage durchgeführt. Bei der Aktivitätsfreisetzung wurden Grenzwerte nicht überschritten.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 8 (1966/67) Nr. 3, S. 288; Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 259

4. Vorkommnis: Ventilstörung

Nach Reparatur des gebrochenen Fittings wurde bei vollem Druck (120 bar) ein kleines Leck (2-3 Tropfen pro Minute) an einem Rückschlagventil der Kühlmittelleitung entdeckt. Das Ventil wurde im nächsten Hafen repariert. Die Ventildichtung hatte sich beim Einbau verklemmt und unter ihr Schlacke angesammelt. Auch eine Schweißnaht unterhalb der Dichtung war durchlässig und die Druckdichtung schlecht ausgerichtet. Die Aktivitätskonzentration im Sicherheitsbehälter stieg nicht an, Strahlenexposition von Personen trat nicht auf.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 8 (1966/67) Nr. 3, S. 288; Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 259  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 37, S. 14

5. Vorkommnis: Filterausfall

Bei dem vierteljährigen Test des Abscheide-Wirkungsgrads der beiden Jodfilter wurden am 20.09.1966 Dekontaminationsfaktoren von 504 und 806 festgestellt. Nach Auswechslung der Filter wurden Werte von 11 681 und 1 980 gefunden. Gründe für diese offensichtlich gleichzeitigen Ausfälle konnten nicht nachgewiesen werden. Die Abdichtung der Filtersitze soll nochmals überprüft werden.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 260  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 41, S. 14

6. Vorkommnis: Motorausfall

Am 26.09.1966 war eine Überprüfung des DK-Systems mit positivem Ergebnis durchgeführt worden. Am 30.09.1966 wurde ein gelegentlicher Erdschluß an der 440-V-Leitung gefunden. Nachdem man am 02.10.1966 in Bremerhaven angelegt hatte, wurde die Ursache im Stromkreis des DK-21-V-Umwälzpumpenventils (saugseitiges Ventil der Umwälzpumpe im Kernnotkühlsystem) entdeckt, als bei einem Test die Kontrollampen für den offenen und geschlossenen Zustand gleichzeitig brannten. Widerstandsmessungen an den Motorleitungen zeigten Erdung an. Motor und der Kabelkasten triefen vor Wasser, die Leitungen waren durchgebrannt. Das Wasser war vermutlich durch die Kabel-Stopfbuchse eingedrungen.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 8 (1966/67) Nr. 3, S. 288; Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 260  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 43, S. 17

Anlage: Air Force Nuclear Engineering Test Reactor  
(AF-NETR)

Bauart: Tankreaktor

Leistung: 10 MWth

Kritikalität: 1965

Hersteller: Maxon/Allis-Chalmers Manufacturing Co.

Betreiber: US Air Force, Dayton/Ohio

Vorkommnis: Steuerelementschaden

Das Klemmen eines Stabes führte zu sorgfältiger Überprüfung des Antriebsmechanismus. Der Störfall ging auf das Vorhandensein eines Gratens an der Innenkante der Zugangsöffnung zum Gehäuse des Magneteinsatzes und auf mangelnde Kantenbrechung an der Haltevorrichtung zurück. Die Anlage hat eine Störfallgeschichte, die in erster Linie auf Verbiegung der Stoßstäbe und der Stoßstablager zurückzuführen ist.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 260

Anlage: Boiling Reactor Experiment 5 (BORAX-5)  
Bauart: Tankreaktor  
Leistung: 20 MWth  
Kritikalität: Dezember 1960  
Hersteller: Argonne National Laboratory/Arrington Construction Co.  
Betreiber: Argonne National Laboratory

Vorkommnis: Regelungsstörung

Während der Reaktor im Dauerbetrieb mit 20 MWth arbeitete, verursachte ein Wasserstandsregler Übermittlung eines falschen Niedrigstandsignals zum Speisewasserregler. Als der Wasserstand anstieg, gelangte das Zweiphasengemisch in die Einströmöffnung des Überhitzerbrennstoffs. Die Neutronenflußdichte begann zu schwingen, die Dampfaustrittstemperatur fiel. Etwa 1 Minute, nachdem die Schwingungen eingesetzt hatten, begann der Operateur, die Steuerstäbe langsam einzufahren. Etwa 5 Minuten später wurde der Reaktor infolge zu hohen Wasserstandes schnell abgeschaltet. Die Reaktivitätszufuhr oder Zufuhr rate infolge Tröpfchenmitriß in den Überhitzer und stärkere Unterkühlung infolge übermäßiger Speisewasserzufuhr konnten nicht zuverlässig abgeschätzt werden. Die gesamte Reaktivitätszufuhr und Zufuhr rate waren jedoch gering.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 255

Anlage: Engineering Test Reactor (ETR)  
Bauart: Tankreaktor  
Leistung: 175 MWth  
Kritikalität: September 1957  
Hersteller: Kaiser Engineers/General Electric Co.  
Betreiber: Phillips Petroleum Company

1. Vorkommnis: Rohrleitungsschaden

Man fand Wasser aus dem Primärkreislauf an einer Schweißnaht, die ein 38-mm-Kupplungsstück mit einer 900-mm-Ableitung aus rostfreiem Stahl verbindet. Der Reaktor war abgeschaltet worden, nachdem eine zu starke Leckage an einer 12-mm-Leitung, die von der gleichen Kupplung abzweigt, festgestellt worden war. Eine relativ lange Gasprobenahmeleitung am Kupplungsstück hatte die Wechselbeanspruchung noch begünstigt.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 256  
ORNL-NSIC-17, ROE 65-17, S. 77

2. Vorkommnis: Reaktivitätsstörung

Am 17.11.1966 wurde der Testreaktor kritisch gemacht, obwohl ein Brennelement nur etwa 230 mm in den Reaktorkern eintauchte. Wenn das Brennelement gänzlich hätte einfahren können, wäre eine merkliche Reaktivität zugeführt worden. Beim Wiederanfahren wurde die fehlende Reaktivität festgestellt; das nicht richtig eingesetzte Brennelement wurde während der anschließenden Überprüfung entdeckt.

Quelle: ORNL-NSIC-64, ROE 67-2, S. 16

Anlage: Esada Vallecitos  
Experimental Superheat Reactor (EVESR)

Bauart: Tankreaktor

Leistung: 23 MWth

Kritikalität: November 1963

Hersteller: General Electric Co./Bechtel Corp.

Betreiber: General Electric Co.

1. Vorkommnis: Brennelementscha-  
den

Kurze Zeit, nachdem - scheinbar zum ersten Mal - die Leistung des Reaktors von 15 MWth auf 17 MWth erhöht worden war, fiel ein Überhitzerstab (0,2 mm Incoloy-Hüllrohr) aus. Der Stab war seit 2 Monaten eingesetzt, um Information über die Aktivitätsfreisetzung zu liefern. Ein 13 mm langer Riß wurde gefunden und aus dem Kornwachstum ließ sich ersehen, daß die Temperatur einen Wert von mehr als 1000°C erreicht hatte. Das unter dem Riß befindliche Urandioxid, das als  $UO_{2,42}$  vorlag, hatte sich ausgedehnt. Die Ermüdung ließ sich auf mechanische Beanspruchung bei hohen Temperaturen ohne Korrosion, Oxydation oder hohem Innendruck zurückführen.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 255

2. Vorkommnis: Steuerelementscha-  
den

Am 30.07.1966, als der EVESR abgeschaltet war, wurde bei der Überprüfung der Steuerstäbe Blockierung einer Klinke festgestellt. Ursache war zu große Reibung, bedingt durch Schmutz und Öl. Daraufhin wurden alle Steuerstabantriebe überprüft.

Quelle: AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 34, S. 21

Anlage: General Electric  
Test Reactor (GETR)

Bauart: Tankreaktor

Leistung: 30 MWth

Kritikalität: Dezember 1958

Hersteller: General Electric Co.

Betreiber: General Electric Co., Pleasanton/Calif.

1. Vorkommnis: Fehlschaltung

Ein Fehler in der mechanischen Verriegelung erlaubte es, die innere Sicherheitsschleusentür des Sicherheitsbehälters zu öffnen, während die äußere Tür noch offen war.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 256

2. Vorkommnis: Ventilstörung

Während einer planmäßigen Abschaltung am 24.03.1966 wurde eine Versuchskapsel entlüftet. Ein überflüssiges Ventil im Probenahmesystem der Versuchskapsel war teilweise offen geblieben und verursachte eine Leckage in den Sicherheitsbehälter. Dreimal wurde Gebäudeabschluß ausgelöst. Das Ventil wurde aus dem System entfernt, um die Möglichkeit einer Wiederholung dieses Vorfalles zu verringern.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 7 (1965/66) Nr. 4,  
S. 518; Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 257

3. Vorkommnis: Reaktivitätsstörung

Am 06.07.1966 spritzte Wasser auf den Graphitreflektor; schon vorher, am 13.04.1966, war bereits Wasser aus einer getrennten, neu gebauten Einrichtung ausgeflossen und hatte einen Reaktivitätsverlust von 0,8 Dollar verursacht. Dieser war dann auf 0,35 Dollar zurückgegangen, erhöhte sich nunmehr auf 0,75 Dollar und lag zum Zeitpunkt der Berichterstattung bei 0,7 Dollar. Das erste Ereignis war auf einen unzulänglichen Überlauf zurückzuführen und das zweite auf mensch-

liches Versagen, da der Operateur nicht schnell genug das Füllen des Reaktorbehälters stoppen konnte.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 258  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 33, S. 13

Anlage: Plutonium Recycle Test Reactor (PRTR)  
Bauart: Tankreaktor  
Leistung: 70 MWth  
Kritikalität: Herbst 1960  
Hersteller: US Atomic Energy Commission  
Betreiber: General Electric Company

Vorkommnis: Brennelementscha-

Brennelementschmelzen und Druckrohrbruch in einem Leichtwasserversuchskreislauf setzten Spaltgas über Leckagen im Schutzgassystem in das Reaktorgebäude frei und führten zu umfangreicher Kontamination. Ein schwingungsverdichtetes Mischoxidbrennelement war bis zu 900 MWd/t bestrahlt worden. Anschließend wurde ein Loch in die Hülle gebohrt, um Standarddefekt-Tests durchzuführen. Drei Tage später kam es bei geplanten Durchsatzverringerversuchen zu dem Störfall. Wasser gelangte in den Brennstoffteil und führte zu einer Aufoxydierung des Mischoxids, so daß ein Sauerstoff/Uran-Verhältnis von 2,1 erreicht wurde. Die verringerte Wärmeleitfähigkeit und der herabgesetzte Schmelzpunkt vergrößerten die Schmelzzone, die schon vorher 3/4 des Brennelementradius betrug. Durch Volumenzunahme des geschmolzenen Brennstoffs wurde die Hülle gedehnt und riß in der Nähe der Schadstelle. Heißer Brennstoff kam mit dem Druckrohr in Kontakt, bedingte Dampfbildung und Unterbrechung der Wärmeabfuhr vom Druckrohr, woraufhin das Druckrohr innerhalb 24 sec etwas unterhalb des Brennelementschadens versagte. Durch die örtlich vergrößerte Druckdifferenz wurden 700 g des geschmolzenen Brennstoffs durch das Loch im Druckrohr in den Moderator geschleudert, von wo aus Spaltgase über das undichte Schutzgassystem und die Lüftungsanlage weiter verteilt wurden.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 257

Anlage: Special Power Excursion Reactor 3 (SPERT 3)  
Bauart: Tankreaktor  
Leistung: 60 MWth  
Kritikalität: Dezember 1958  
Hersteller: Phillips Petroleum Company/Stearns-Roger Manufacturing Co./Paul Hardeman, Inc.  
Betreiber: Phillips Petroleum Company

Vorkommnis: Steuerelementscha den

Routinemäßige Überprüfungen der Steuerstabstellungen bei Erreichen der Kritikalität ergaben unregelmäßig variierende Positionen. Die beobachteten Veränderungen zogen sich über einen Zeitraum von mehreren Wochen hin und erreichten Werte, die Reaktivitätsänderungen bis etwa 0,20 Dollar entsprachen. Demontage und Inspektion zeigten, daß sich ein Neutronenabsorber in der Steuerstabverlängerung gelöst hatte.

Quelle: ORNL-NSIC 64, ROE 67-4, S. 20

Anlage: Ungenannter Versuchsreaktor

Vorkommnis: Brennelementscha-  
den

Bei 80 % der mit einem S8-ER-Hastelloy-Mantel versehenen Brennelemente fand man Risse nach einem Betrieb von 500 Tagen bei 720°C Kühlmittel-Austrittstemperatur. Die Ursache und das Ausmaß der Risse konnten nicht vollständig geklärt werden.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 256

Anlage: Forschungsreaktor Gulf General Atomic - 2  
Bauart: TRIGA-Mark-F-Reaktor  
Leistung: 1,5 MWth (stationär)  
Kritikalität: Juni 1960  
Hersteller: General Dynamics Corp./General Atomic Division  
Betreiber: General Dynamics Corp., San Diego/Calif.

Vorkommnis: Brennelementscha-

Nachdem 426 Pulse ausgeführt worden waren, die bis zu einer maximalen Temperatur von 680°C führten, zeigten sich an zwei Versuchselementen örtlich begrenzt Ausbeulungen der Hülle. Der gemessene Innendruck betrug maximal 2,5 bar. Der Brennstoff hatte sich örtlich infolge Überhitzung ausgedehnt. Weitere Tests wurden bis zur Klärung der Ursache verschoben.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 258

Anlage: Forschungsreaktor Gulf General Atomic -3  
Bauart: TRIGA-Mark-III-Reaktor  
Leistung: 1,5 MWth  
Kritikalität: Januar 1966  
Hersteller: Gulf General Atomic Inc.  
Betreiber: Gulf General Atomic Inc., San Diego/Calif.

1. Vorkommnis: Regelungsstörung

Im Verlauf von Demonstrationsversuchen bemerkte man bei Tests mit dem kleinsten Reaktorkern (70 Elemente), der eine Leistung von 1 MW erlaubt, Leistungsschwankungen, hervorgerufen durch Blasenbildung im Kern. Die Ionisationskammer über dem Kern zeigte 150 kW-, die Kammer im und neben dem Kern 20 kW-Schwankungen an, wobei die Größe von der Reaktorleistung abhing und mit 87 Elementen auf Null zurückging. Der Betreiber setzte vorübergehend ein Wasserphantom auf die zentrale Position. Dadurch wurden zusätzliche Brennelemente am Rand erforderlich.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 256

2. und 3. Vorkommnis: Leistungstransiente; Verstoß gegen Betriebsvorschriften

Während am 8. Juli Brennstoffbewegungen durchgeführt wurden, löste ein Operateur die Signalleitung zum linearen Leistungskanal, um erforderlichen Platz zu schaffen. Die Verbindung wurde jedoch nicht wieder hergestellt. Beim Anfahren des Reaktors durch einen anderen Operateur vermischte sich die blaue Schreibertinte des linearen Kanals mit der roten Tinte des logarithmischen Kanals und führte zu einer Spur, die dem Linienverlauf der linearen Anzeige glich. Der Operateur schaltete eine Servoeinrichtung ein, als der Reaktor fast kritisch war; es kam dabei zu einer Transiente, weil die Servoeinrichtung eine Nullspannung vom abgetrennten Kanal erhielt. Diese Transiente war geringer als ein normaler Impuls, die Reaktivitätszufuhr betrug weniger als 1,1 Dollar ( $\approx 8\%$ ), die kürzeste Reaktorperiode weniger

als 0,23 sec und die Energiefreisetzung weniger als 1,3 MWsec.

Am 14. Juli wurde entdeckt, daß ein vorübergehend eingebautes Umgehungsventil noch installiert war, das in Verbindung mit dem abgehängten linearen Sicherheitskanal den Hilfsabschaltkanal unwirksam machte. Damit stand nur noch ein linearer Abschaltkanal zur Verfügung. Der eine Hochbereich-Abschaltkanal war jedoch wirksam und schaltete den Reaktor ab.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 258  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 31, S. 17

Anlage: Forschungsreaktor University of Illinois  
(TRIGA-II-Illinois)

Bauart: TRIGA-Mark-II-Reaktor

Leistung: 1,5 MWth (stationär)

Kritikalität: August 1960

Hersteller: General Dynamics Corp./General Atomic Division

Betreiber: University of Illinois, Urbana/Ill.

Vorkommnis: Brennelementschaaden

Am 28.07.1966 wurden meßbare Mengen von Rubidium-88 und Krypton-88 festgestellt. Man fand die Quelle der Spaltgasproduktion in einer Aluminiumröhre, die die Thermoelementzuleitung für die Instrumentierung der Brennelemente abdeckt. Nachdem der Reaktor abgeschaltet worden war, führte man mehrere Messungen durch, um das Vorhandensein des Spaltgases zu bestätigen. Das betroffene Brennelement wurde aus dem Reaktorkern entfernt.

Quelle: AECH, Bd. 13 (1967) Nr. 3, S. 15

Anlage: Forschungsreaktor Industrial Reactor Laboratories (IRL)  
Bauart: Wasserbeckenreaktor  
Leistung: 5 MWth  
Kritikalität: Januar 1959  
Hersteller: American Machine and Foundry Co.  
Betreiber: Industrial Reactor Laboratories, Plainsboro/N.J.

Vorkommnis: Ventilstörung

Durch den Ausfall einer Magnetspule öffnete sich ein 450 mm großes Belüftungsventil, das das Reaktorgebäude über Filter mit dem Kamin verbindet. Beim Hochfahren des Reaktors bis zu einer Leistung von 2 MW gelangte Fortluft aus dem Kamin in das Reaktorgebäude zurück, das normale Belüftungssystem förderte die Fortluft direkt in die Atmosphäre. Die Aktivitätsfreisetzung überschritt nicht die in dem 10 CFR 20 festgelegten Grenzwerte für Cäsium-138 und Argon-41.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 256  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 13, S. 22

Anlage: Forschungsreaktor Kansas State University  
(KSUTM-II)

Bauart: TRIGA-Mark-II-Reaktor

Leistung: 250 kWth (stationär)

Kritikalität: Oktober 1962

Hersteller: General Dynamics Corp./General Atomic Division

Betreiber: Kansas State University

Vorkommnis: Verstoß gegen Sicherheitsvorschriften

Der Betreiber berichtete über mehrere Verstöße gegen die technischen Spezifikationen, so z.B. eine unzureichende Überwachung des Argon-41, unzureichende Überwachung der Personendosen bei Strahlrohrexperimenten, Betrieb mit 30 % Überlast, Nichthochfahren der Neutronenquelle, um die Anfahrkanäle zu kalibrieren und Unterlassen der Wiederholungsprüfungen des Schnellabschaltsystems.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 258

Anlage: Manhattan College Zero Power Reactor  
Bauart: Wasserbeckenreaktor  
Leistung: vernachlässigbar  
Kritikalität: 1964  
Hersteller: American Machine & Foundry Co.  
Betreiber: Manhattan College, Bronx/N.Y.

Vorkommnis: Rohrleitungsbruch

Eine Rohrleitung auf der Druckseite der in Betrieb befindlichen Pumpe der Wasserbecken-Entsalzungsanlage brach am Abend des 19.05.1966. Rund 1400 l Beckenwasser wurden auf den Boden gepumpt. Von hier aus floß das Wasser in den Keller und dann durch einen nicht abgedichteten Riß im Kellerboden in den Untergrund. Bis zum nächsten Morgen blieb der Schaden unentdeckt. Das zentrale Brennelement blieb unberührt bei einer Oberflächendosisleistung von weniger als 1 mr/h. Der Bodenriß wurde verschlossen und ein Schalter installiert, um die Pumpe abzuschalten, sobald der Wasserstand um mehr als 25 mm abnimmt.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 257  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 26, S. 39

Anlage: Materials Test Reactor (MTR)  
Bauart: Tankreaktor  
Leistung: 40 MWth  
Kritikalität: März 1952  
Hersteller: ORNL-ANL/Blaw Know Constr. Co./Fluor Corporation  
Betreiber: Phillips Petroleum Company

1. Vorkommnis: Brennelementscha den

Der Reaktor mußte mehrfach abgeschaltet werden, um braune Fasern, die an einen Hanfstrick erinnern, von einem 200-mm-Bypaßfilter zu entfernen. Ein Brennelementwechsel wurde notwendig, als der Druckabfall an einem Brennelement abnahm, hervorgerufen durch mehrere kleine Stücke gummiartigen Materials im Element.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 258

2. Vorkommnis: Ausfall Notstromversorgung

Am 04.10.1966 zeigte ein Ausfall der Stromversorgung, daß die Notstrombatterie, die wichtige experimentelle Verbraucher unterbrechungslos versorgen soll, nicht die erforderliche Leistung erbrachte. Routinemäßige Tests und Überprüfungen vor diesem Ereignis, zu denen Dichte- und Spannmessungen gehörten, hatten keinen Hinweis auf die Erschöpfung der Batterien gegeben. In Zukunft sollen vollständige Entladungstests regelmäßig vorgenommen werden. Der Spannungsausfall war von so kurzer Dauer, daß keine Schäden an den Einrichtungen auftraten.

Quelle: ORNL-NSIC-64, ROE 67-1, S. 14

Anlage: Forschungsreaktor University of Missouri (UMRR)  
Bauart: Wasserbeckenreaktor  
Leistung: 10 kWth  
Kritikalität: Dezember 1961  
Hersteller: Curtiss Wright Co./Architects Hoerner and  
Hoerner/Shell Construction Co.  
Betreiber: University of Missouri, Rolla/Mo.

Vorkommnis: Steuerelementscha-den

Nachdem der Reaktor am 13.10.1966 routinemäßig kritisch gemacht worden war, löste sich einer der vier Steuerstäbe von seiner magnetischen Halterung und fiel vollständig ein. Nachdem der Stab wieder aufgenommen worden war, kam es zu einer Wiederholung des gleichen Vorganges. Der Betrieb wurde an diesem Tag ohne weitere Schwierigkeiten fortgeführt. Am 14. Oktober führte man einige Justierungen des Steuerstab-systems durch, am gleichen Nachmittag konnte der defekte Steuerstab nur zu 8 % ausgefahren werden. Am 17. Oktober wurde der Reaktor ent-laden, die Steuerstäbe wurden demontiert, um sie abzuändern. Die Sicherheit des Reaktorbe-triebs war zu keiner Zeit in Frage gestellt.

Quelle: AECH, Bd. 12 & 1966) Nr. 46, S. 26

Anlage: Forschungsreaktor Plum Brook (NASA-TR/PBR)  
Bauart: Tankreaktor  
Leistung: 60 MWth  
Kritikalität: Juni 1961  
Hersteller: National Aeronautics and Space Administration/  
Hamilton Iron Works/Struthers-Wells/Baldwin  
Lima and Hamilton/G.A. Rutherford  
Betreiber: NASA, Lewis Research Center, Sandusky/Ohio

Vorkommnis: Regelungsstörung

Nach einem siebentägigen Volleleistungsbetrieb wurde zufällig die Regelspannungsversorgung unterbrochen. Dadurch fiel die Gleichspannung für die Regelung sowohl der Haupt- als auch der Nachkühlpumpen aus und führte zur Schnellabschaltung des Reaktors. Der Pumpenauslauf hielt 30 sec an, die Zwangsumwälzung konnte nach weiteren 45 Sekunden wiederhergestellt werden. Keine der überprüften Komponenten zeigten Überhitzungsschäden. Um eine Wiederholung des Vorfalls zu vermeiden, wurde eine Reihe von Maßnahmen getroffen. Der Gleichstromkreis wurde neu verdrahtet, um getrennte Schalter und Spannungsversorgungen für die Nachkühlpumpen bereitzustellen.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 8 (1967) Nr. 4, S. 417; Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 261  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 51, S. 8

Anlage: Process Development Pile  
Bauart: Tankreaktor  
Leistung: <1 kWth  
Kritikalität: September 1953  
Hersteller: E.J. du Pont des Nemours Co./Voorhees, Walker,  
Fooley and Smith  
Betreiber: Savannah River Laboratory

1. und 2.

Vorkommnis: Steuerelementscha- den; Steuerelementscha- den

Während routinemäßigen Anfahrens des Reaktors verursachte eine Anlagenstörung das Ausfahren einer Abschaltstabbank über ihre normale Endstellung hinaus, so daß sie oben aus dem Reaktor herausragte. Dabei rissen die Antriebskabel, die Stäbe fielen auf den Tankdeckel herab.

Sechs Monate später kam es beim Abschalten des Reaktors zu einer anderen Anlagenstörung, die eine andere Abschaltstabbank betraf. Diesmal trieb der Motor die Kabeltrommeln weiter an, nachdem die Bank voll eingefahren war. Infolgedessen liefen die Kabel völlig ab und wurden dann auf der Trommel wieder aufgewickelt. Die Bank wurde erneut über ihre normale Endstellung hinaus ausgefahren - mit den gleichen bekannten Folgen. Obwohl die zwei Vorkommnisse nicht exakt identisch sind, scheint die Auslegung des Grenzschat- ters unzureichend gewesen zu sein. Hinzu kommt menschliches Versagen bei Aufbau und Justierung der Anlage. Zur Verhinderung einer Wiederholung des Fehlers wurde ein zweiter Grenzschat- ter eingebaut.

Quelle: ORNL-NSIC-64, ROE 66-2, S. 4  
Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 259

Anlage: Forschungsreaktor SUPO  
Bauart: Homogener Reaktor  
Leistung: 25 kWth  
Kritikalität: Dezember 1954  
Hersteller: Los Almos Scientific Laboratory  
Betreiber: Los Almos Scientific Laboratory

Vorkommnis: Reaktivitätsstörung

Am 15.08.1966 stellte man bei einer routinemäßigen Reaktivitätsmessung vor dem Anfahren des Reaktors einen Reaktivitätsverlust von 0,6 %  $\Delta k/k$  fest. Dieser Reaktivitätsverlust war groß genug, um das Erreichen der vollen Leistung zu verhindern. Nachdem alle möglichen Ursachen überprüft worden waren, glaubte man, den Grund im Versatz einer geringen Wassermenge im Graphitreflektor gefunden zu haben.

Quelle: ORNL-NSIC-64, ROE 67-3, S. 18

Anlage: Forschungsreaktor Texas A.a.M. University  
Bauart: TRIGA-Mark-III-Reaktor  
Leistung: 1 MWth (stationär)  
Kritikalität: August 1968  
Hersteller: General Dynamics Corp./General Atomic Division  
Betreiber: Texas A.a.M. University, Nuclear Science Center,  
College Sta./Texas

Vorkommnis: Ausfall Verriegelung

Nachdem der Reaktor unter kontrollierten Bedingungen verfahren worden war, wurde bemerkt, daß der Schichtführer irrtümlich vergessen hatte, die Brücke zu entriegeln. Dies zeigte, daß das Klemmschloß keine sichere Verriegelung gewährleistete und die Brücke auch von Unbefugten hätte verfahren werden können, da der Gummi der Bremsbeläge durch Alterung hart und glatt geworden war. Das Klemmschloß ist durch eine Bolzenverriegelung ersetzt worden, wobei der Bolzen in eins der vielen in das Antriebsrad gebohrten Löcher eingreift.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3,  
S. 257

Anlage: Forschungsreaktor U.S. Naval Postgraduate School (USN)  
Bauart: AGN-201-Reaktor  
Leistung: 20 Wth  
Kritikalität: April 1957  
Hersteller: Aerojet-General Nucleonics  
Betreiber: U.S. Naval Postgraduate School

Vorkommnis: Moderatorschaden

Anfang 1966 wurde ermittelt, daß sich nach einer Energiefreisetzung von 25 kWmin der Innendruck der Steuer- und Sicherheitsstäbe von 0,07 auf 0,42 bar infolge Zersetzung des Moderators erhöht. Der Stabdruck wurde deshalb nach jeweils 20-kWmin-Betrieb abgelassen. Im November 1966 wurden Brennstoffscheiben den Stäben zugegeben und dadurch das freie Volumen um 11 % verringert. Beim nächsten Druckablassen wurden Drücke von 0,45 und 0,56 bar beobachtet. Nachdem auch andere Drücke oberhalb der erwarteten Werte lagen, wird der Druck nunmehr bei jeweils 12 kWmin abgelassen.

Quelle: Nuclear Safety, Bd. 9 (1968) Nr. 3, S. 260  
AECH, Bd. 12 (1966) Nr. 52, S. 46

Anlage: Forschungsreaktor University of Virginia  
Bauart: Wasserbeckenreaktor  
Leistung: 1 MWth  
Kritikalität: 1960  
Hersteller: University of Virginia/Babcock & Wilcox Co.  
Betreiber: University of Virginia/Commonwealth of Virginia

In einem Jahresüberblick berichtet der Reaktorbetreiber über folgende Ereignisse:

1. Vorkommnis: Aktivitätsfreisetzung

Am 26.04.1966 bestrahlte ein Student eine Indiumprobe mit Hilfe des hydraulischen Bestrahlungssystems. Als der Student die Probe dem Reaktor entnahm, löste das Strahlungsüberwachungsgerät einen Alarm aus und schaltete den Reaktor ab. Das Strahlendosimeter am Studenten zeigte einen Ausschlag an, ebenso der Luftüberwachungsmonitor. Die Auswertung des Dosimeters ergab, daß der Student eine Dosis von 20 mrem aufgenommen hatte. Um eine Wiederholung eines solchen Vorfalles zu vermeiden, muß in Zukunft ein Formblatt ausgefüllt werden, welches die wichtigsten Daten über Art der Probe, Länge der Bestrahlung, Leistung des Reaktors, Berechnungen der erwarteten Dosis usw. beinhaltet. Das Formblatt muß von einem entsprechenden Vorgesetzten überprüft und abgezeichnet werden, bevor eine Bestrahlung durchgeführt werden kann.

2. Vorkommnis: Steuerelementschaden

Am 12.08.1966, als der Reaktor in Betrieb war, sprachen die Steuerstäbe nicht auf die Servoregelung an. Der Reaktor wurde abgeschaltet und die Stabeinheit überprüft. Ein Anschlag am Vorgelege des Antriebsmotors war ausgefallen, was zu einer Beschädigung des Potentiometers für die Positionseinstellung führte. Der Anschlag und das Potentiometer wurden ersetzt und das System überprüft. Weitere Probleme dieser Art traten nicht auf.

3. Vorkommnis: Regelungsstörung

Am 23.08.1966 konnte kein Strom über die Magnet-einrichtung des Sicherheitsstabes Nr. 2 geschaltet werden. Man fand einen Kurzschluß in den Windungen. Nach der Reparatur der Windungen gab es keine weiteren Störungen.

4. Vorkommnis: Systemstörung

Beim Vorführen der Wirkungsweise des Ablauf-trichters am 07.10.1966 wurde beim Verfahren der Reaktorbrücke in die Hochleistungsstellung ein Widerstand verspürt. Eine Untersuchung zeigte, daß das Trichterhubwerk gegen etwas unter der Gitterplatte stieß und verbogen wurde. Zur Reparatur wurde das Wasser abgelassen. Es wurde ein neues pneumatisch betätigtes Hubwerk eingebaut. Das neue System wurde mehrfach getestet und arbeitete einwandfrei.

5. Vorkommnis: Regelungsstörung

Am 09.12.1966 konnte die Magnetkraft für die Sicherheitsstäbe nicht aufrechterhalten werden. Eine Überprüfung ergab einen kurzgeschlossenen Transformator im Sicherheitsverstärker. Der Transformator wurde ausgewechselt.

6. Vorkommnis: Verstoß gegen Betriebsvorschriften

Bei einer behördlichen Inspektion wurde festgestellt, daß die Ableitung flüssiger radioaktiver Abfälle nicht ordnungsgemäß vorgenommen wurde. Vorgeschrieben war, daß vor jeder Ableitung aus dem Abfallteich Proben genommen und analysiert werden sollten. Das Ventil Nr. 1 war jedoch offen und ließ eine Ableitung aus dem Teich über den Überlauf und das Ablaufrohr in den Bach zu. Es waren zwar Proben genommen und die Aktivitätskonzentrationen ermittelt, jedoch keine nuklidspezifische Analyse durchgeführt worden. Der Grenzwert für nichtidentifizierte Nuklidgemische lag bei  $3 \times 10^{-8} \mu\text{Ci/ml}$ . Ergänzende Vorschriften zur lückenlosen Überwachung der flüssigen radioaktiven Ableitungen wurden eingeführt. Da in den Ableitungen Radium-226, Radium-228 und Jod-129 nicht auftreten konnten, wurde der bei den Ableitungen einzuhaltende Grenzwert auf  $1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci/ml}$  erhöht.

Quelle: AECH, Bd. 13 (1967) Nr. 7, S. 20

#### 4. ZUSAMMENFASSUNG

Um eine rasche Übersicht über die besonderen Vorkommnisse zu ermöglichen, sind die in Abschnitt 3 beschriebenen Ereignisse nochmals tabellarisch zusammengefaßt. Tabelle 1 gibt, nach Ländern und Anlagen (Kernkraftwerke, Versuchs- und Forschungsreaktoren) geordnet und laufend durchnummeriert, Ereignis- bzw. Meldedatum, Vorkommnis und Ursachen wieder. In der Tabelle 2 ist die Art der Vorkommnisse Ordnungsprinzip, in der Tabelle 3 die Ursache. Diese Zusammenstellungen sind ein Versuch, gleichartige oder ähnliche Vorkommnisse zusammenzufassen, um Schadensschwerpunkte und häufig auftretende Ursachen zu erkennen. Eine solche Kategorisierung ist auf Grund der beschränkten Informationen und der verschiedenen Interpretationsmöglichkeiten nicht frei von Willkür. Identische Vorkommnisse, soweit sie nicht eine gemeinsame Ursache haben, sind selten, wie die genaue Auswertung der Einzelfälle zeigt.

Bei der vorliegenden Erfassung besonderer Vorkommnisse wurden insgesamt 118 Ereignisse registriert. Davon ereigneten sich 78 Vorkommnisse in Kernkraftwerken (einschließlich NS Savannah), wobei für diese Klassifizierung die Stromerzeugung als Kriterium diente, und 40 in Versuchs- und Forschungsreaktoren. Die 78 Vorkommnisse ereigneten sich in 29 Kernkraftwerken, die 40 Vorkommnisse in 27 Versuchs- bzw. Forschungsreaktoren. Die Meldenhäufigkeit je Anlage ist bei den Kernkraftwerken (2,7 Meldungen/Anlage und Jahr) fast doppelt so hoch wie bei den Versuchs- und Forschungsreaktoren (1,5 Meldungen/Anlage und Jahr).

Die systematische Erfassung besonderer Vorkommnisse in den USA, die dort, wie schon erwähnt, bereits im Erfassungszeitraum 1966 durchgeführt wurde, schlägt sich ganz eindeutig in der Anzahl der Meldungen nieder. 83 (ca. 70 %) von den insgesamt 118 registrierten Meldungen stammten von 37 amerikanischen Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren. Die restlichen 35 Vorkommnisse ereigneten sich in Anlagen, die in 8 verschiedenen Staaten betrieben werden. Aus der Bundesrepublik sind 3 besondere Vorkommnisse aus 2 Anlagen gemeldet. Die Anzahl der bekanntgewordenen besonderen Vorkommnisse betrug in den USA 2,2 Meldungen pro Anlage und Jahr. Die Zahl der bekanntgewordenen besonderen Vorkommnisse im Ausland, ohne USA, mit 1,8 Meldungen pro Anlage zeigt deutlich, daß ohne Reglementierung weniger Vorkommnisse durch die Betreiber gemeldet werden.

Im Jahre 1966 betrieben die Mitglieder der Internationalen Atomenergieagentur, Wien, 46 Kernkraftwerke (73 Blöcke) und rund 300 Versuchs- und Forschungsreaktoren. Die Störungshäufigkeit in diesen Anlagen wird im Mittel wohl nur unwesentlich von der Häufigkeit in den mit einer detaillierten Meldepflicht belegten amerikanischen Anlagen abweichen. Dadurch, daß viele Staaten, auch die Bundesrepublik Deutschland, erst in den vergangenen Jahren die systematische, vorgeschriebene Erfassung besonderer Vorkommnisse eingeführt haben, sind wertvolle Erfahrungen verlorengegangen bzw. ungenutzt geblieben.

Abschließend läßt sich feststellen, daß aus keiner der bearbeiteten besonderen Vorkommnisse im Berichtsjahr 1966 hervorging, daß die Auswirkungen zu einer Schädigung von unbeteiligten Menschen oder der Umwelt geführt hätten. Aktivitätsfreisetzungen aus Reaktoranlagen waren, abgesehen von wenigen kurzzeitigen, geringen Überschreitungen der Grenzwerte, stets geringer, als vorgeschriebene Grenzwerte erlaubten. Damit erwiesen sich die betrachteten Anlagen hinsichtlich Gewährleistung von Gesundheit und Sicherheit der Bevölkerung als zuverlässig. Auch innerhalb der Kraftwerksanlagen erfuhr das Betriebspersonal bei besonderen Vorkommnissen keine nennenswerten Überexpositionen.

5. TABELLEN

Tabelle 1: Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1966, nach Ländern und Anlagen geordnet

Tabelle 2: Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1966, nach Art der Vorkommnisse geordnet

Tabelle 3: Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1966, nach Ursachen der Vorkommnisse geordnet

Tabelle 1:

Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken<sup>1)</sup>, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1966, nach Ländern und Anlagen geordnet

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
<u>Bundesrepublik Deutschland</u>				
Versuchatomkraftwerk <u>Kahl (VAK)</u>	1	Ende 1966	Brennelementschaden	Mechanischer Schaden
	2	23.11.1966	Brennelementschaden	Konstruktionsmängel
Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR) <u>Karlsruhe</u>	3	1966	Strahlenexposition	Menschliches Versagen
<u>Frankreich</u>				
Kernkraftwerk <u>Chinon-1</u>	4	1966	Dampferzeugerschäden	Korrosion
	5	1966	Brennelementschäden	Mechanischer Schaden
Kernkraftwerk <u>Chinon-2</u>	6	1966	Dampferzeugerschaden	Korrosion
Kernkraftwerk <u>Chinon-3</u>	7	10.10.1966	Ausfall BE-Überwachungssystem	Konstruktionsmängel
	8	10.10.1966	Dampferzeugerschaden	Korrosion

1) einschließlich NS Savannah

Tabelle 1 (Fortsetzung)

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Kernkraftwerk <u>Marcoule 2/3</u>	9 10	07.1966 08.1966	Dampferzeugerschaden Dampferzeugerschaden	Korrosion Korrosion
Versuchsreaktor <u>Rapsodie</u>	11	1966	Kühlmittelverlust	Mechanischer Schaden
<u>Großbritannien</u>				
Kernkraftwerk <u>Hinkley Point 1/2</u>	12	21.07.1966	Turbinenschaden	Brand
Kernkraftwerk <u>Oldbury</u>	13	1966	Kühlmittelverlust	Mechanischer Schaden
Kernkraftwerk <u>Trawsfynydd</u>	14	01.1966	Turbinenschaden	Lose Teile
Kernkraftwerk <u>Winfrith</u>	15	1966	Rohrleitungsschaden	Korrosion

Tabelle 1 (Fortsetzung)

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Versuchsreaktor <u>Dragon</u>	16 17	02./03.1966 31.08.1966	Nachrüstung Instandsetzung	Konstruktionsmängel Verschmutzung
<u>Italien</u> Kernkraftwerk <u>Latina</u>	18	03.01.1966	Leistungstransiente	ungenannt
<u>Japan</u> Kernkraftwerk <u>Tokai Mura</u>	19 20 21	01.1966 05.1966 07.09.1966	Abschaltung Dampferzeugerschaden Dampferzeugerschaden	Herstellungsmängel Korrosion Korrosion
<u>Kanada</u> Kernkraftwerk <u>Rolphton</u>	22	1966	Turbinenschaden	Verschleiß

Tabelle 1 (Fortsetzung)

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Forschungsreaktor <u>Chalk River</u>	23	1966	Behälterleckage	Korrosion
<u>Norwegen</u>				
Forschungsreaktor <u>Kjeller</u>	24	06.1966	Brennelementschaden	Korrosion
<u>Puerto Rico</u>				
Forschungsreaktor <u>PRPR</u>	25	16.02.1966	Strahlrohrschaden	ungenannt
Kernkraftwerk <u>Punta Higuera</u>	26 27 28 29 30 31 32	1966 1966 1966 1966 01.04.1966 07.04.1966 03.05.1966	Regelungsstörung Ventilstörung Steuerelementschaden Strahlenexposition Aktivitätsfreisetzung Störung Abschaltsystem Steuerelementschaden	Konstruktionsmängel Konstruktionsmängel Verschleiß Menschliches Versagen Ventilstörung Konstruktionsmängel Mechanischer Schaden

Tabelle 1 (Fortsetzung)

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
<u>Vereinigte Staaten</u>	33	07.1.1966	Vorwärmerschaden	Mechanischer Schaden Konstruktionsmängel Ausfall Energieversorgung
	34	07.1.1966	Steuerelementschaden	
	35	01.11.1966	Aktivitätsfreisetzung	
<u>Kernkraftwerk Big Rock Point</u>	36	1966	Strukturelementschaden	Verschleiß Konstruktionsmängel Mechanischer Schaden Blitz Mechanischer Schaden Mechanischer Schaden Verschleiß
	37	1966	Regelungsstörung	
	38	09.04.1966	Brennelementschaden	
	39	08.08.1966	Ventilstörung	
	40	17.09.1966	Brennelementschaden	
	41	11.1.1966	Strukturelementschaden	
	42	11.1.1966	Pumpenschaden	
<u>Kernkraftwerk Dresden-1</u>	43	1966	Brennelementschaden	Mechanischer Schaden Blitz Tornado Ausfall Energieversorgung
	44	1966	Lastabwurf	
	45	1966	Notstromfall	
	46	1966	Instrumentierungsschaden	
<u>Kernkraftwerk Elk River</u>	47	15.04.1966	Steuerelementschaden	Mechanischer Schaden Konstruktionsmängel Regelungsstörung
	48	06.1.1966	Brennelementschaden	
	49	08.1.1966	Aktivitätsfreisetzung	

Tabelle 1 (Fortsetzung)

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Kernkraftwerk <u>F</u> ermi, <u>E</u> nrico	50	05.10.1966	Strukturelementschaden	Konstruktionsmängel
	51	08.07.1966	Abschaltung	ungenannt
Kernkraftwerk <u>H</u> umboldt <u>B</u> ay	52	1966	Brennelementschaden	Korrosion
	53	1966	Brennelementschaden	Korrosion
	54	1966	Instrumentierungsscha-	Ausfall Energiever-
	55	1966	den	sorgung
	56	1966	Störung Notstromver-	Menschliches Versa-
Kernkraftwerk <u>I</u> daho	57	1966	Ventilstörung	Herstellungsmängel
	57	1966	Explosion	Menschliches Versa- gen
Kernkraftwerk <u>I</u> ndian <u>P</u> oint	58	1966	Kontamination	Menschliches Versagen
	59	1966	Reaktivitätsstörung	Herstellungsmängel
	60	1966	Regelungsstörung	Herstellungsmängel
	61	05.1966	Dampferzeugerschaden	Korrosion
	62	06.1966	Dampferzeugerschaden	Konstruktionsmängel
	63	23.09.1966	Dampferzeugerschaden	Korrosion

Tabelle 1 (Fortsetzung)

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Kernkraftwerk <u>ML-1</u>	64	1966	Strukturelementschaden Brennelementschaden	Korrosion Korrosion
	65	1966		
Kernkraftwerk <u>Pathfinder</u>	66	1966	Regelungsstörung	Konstruktionsmängel
Kernkraftwerk <u>Peach Bottom-1</u>	67	1966	Dampferzeugerschaden Steuerelementschaden Störung BE-Wechselma- schine	Korrosion Mechanischer Schaden Reibung
	68	1966		
	69	1966		
Kernkraftwerk <u>Piqua</u>	70	01.1966	Kühlmittelfouling Steuerelementschaden	Strahlungseffekt Herstellungsmängel
	71	01.1966		
Kernkraftwerk <u>Shippingport</u>	72	1966	Ventilstörung Regelungsstörung Regelungsstörung	Regelungsstörung ungenannt ungenannt
	73	1966		
	74	1966		
Kernkraftwerk <u>Yankee</u>	75	1966	Strukturelementschaden Strukturelementschaden Dampferzeugerschaden Regelungsstörung	Verschleiß Mechanischer Schaden Korrosion Ventilstörung
	76	1966		
	77	10.1966		
	78	10.1966		

Tabelle 1 (Fortsetzung)

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Reaktorschiff NS Savannah	79	08.01.1966	Steuerelementschaden	Ausfall Energiever- sorgung
	80	05.05.1966	Verstoß gegen Betriebs- vorschriften	Menschliches Versa- gen
	81	11.08.1966	Kühlmittelverlust	Mechanischer Schaden
	82	18.08.1966	Ventilstörung	Menschliches Versagen
	83	20.09.1966	Filterausfall	Verschmutzung
84	30.09.1966	Motorausfall	Ausfall Energiever- sorgung	
Air Force Nuclear Engineering Test Reactor (AF-NETR)	85	1966	Steuerelementschaden	Herstellungsmängel
Boiling Reactor Ex- periment 5 (BORAX-S)	86	1966	Regelungstörung	ungenannt
Engineering Test Re- actor (ETR)	87	1966	Rohrleitungsschaden	Mechanischer Schaden
	88	17.11.1966	Reaktivitätsstörung	Menschliches Versagen
Esada Vallecitos Ex- perimental Superheat Reactor (EVESR)	89	1966	Brennelementschaden	Mechanischer Schaden
	90	30.07.1966	Steuerelementschaden	Mechanischer Schaden Verschmutzung

Tabelle 1 (Fortsetzung)

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
General Electric Test Reactor (GETR)	91	1966	Fehlschaltung Ventilstörung Reaktivitätsstörung	Mechanischer Schaden Menschliches Versagen Undichtigkeit
	92	24.03.1966		
	93	06.07.1966		
Plutonium Recycle Test Reactor (PRTR)	94	1966	Brennelementschaden	Chemische Reaktion
Special Power Excursion Reactor 3 (SPERT 3)	95	1966	Steuerelementschaden	Mechanischer Schaden
Ungenannter Versuchsreaktor	96	1966	Brennelementschaden	Mechanischer Schaden
Forschungsreaktor Gulf General Atomic-2	97	1966	Brennelementschaden	Konstruktionsmängel
Forschungsreaktor Gulf General Atomic-3	98	08.07.1966 14.07.1966	Leistungstransiente Verstoß gegen Betriebsvorschriften	Menschliches Versagen Menschliches Versagen
	99			
Forschungsreaktor University of Illinois	100	28.07.1966	Brennelementschaden	Mechanischer Schaden

Tabelle 1 (Fortsetzung)

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Forschungsreaktor Industrial Reactor Laboratories (IRL)	101	1966	Ventilstörung	Ausfall Energieversorgung
Forschungsreaktor Kansas State University (KSUTM-II)	102	1966	Verstoß gegen Betriebsvorschriften	Menschliches Versagen
Manhattan College Zero Power Reactor	103	19.05.1966	Rohrleitungsschaden	Mechanischer Schaden
Materials Test Reactor (MTR)	104 105	1966 04.10.1966	Brennelementschaden Ausfall Notstromversorgung	Verschmutzung Ausfall Batterie
Forschungsreaktor University of Missouri	106	13.10.1966	Steuerelementschaden	Konstruktionsmängel
Forschungsreaktor Plum Brook (NASA-TR/PBR)	107	1966	Regelungstörung	Ausfall Energieversorgung
Process Development Pile	108 109	1966 1966	Steuerelementschaden Steuerelementschaden	Konstruktionsmängel Konstruktionsmängel

Tabelle 1 (Fortsetzung)

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Forschungsreaktor <u>S</u> UPO	110	15.08.1966	Reaktivitätsstörung	Undichtigkeit
Forschungsreaktor Texas A. & M. University	111	1966	Ausfall Verriegelung	Verschleiß
Forschungsreaktor <u>U</u> S Naval Postgraduate School (USN)	112 113	1966 1966	Moderatorschaden Verstoß gegen Betriebsvorschriften	Zersetzung Menschliches Versagen
Forschungsreaktor University of <u>V</u> irginia	114 115 116 117 118	26.04.1966 12.08.1966 23.08.1966 07.10.1966 09.12.1966	Aktivitätsfreisetzung Steuerelementschaden Regelungsstörung Systemstörung Regelungsstörung	Menschliches Versagen Herstellungsmängel Ausfall Energieversorgung Konstruktionsmängel Ausfall Energieversorgung

Tabelle 2:

Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken<sup>1)</sup>, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1966, nach Art der Vorkommnisse geordnet

Vorkommnis	KKW	VR/FR
- Brennelementschaden	10	7
- Kühlmittelfouling	1	-
- Moderatorschaden	-	1
- Steuerelementschaden	7	7
- Strahlrohrschaden	-	1
- Strukturelementschaden	6	-
- Behälterleckage	-	1
- Dampferzeugerschaden	12	-
- Pumpenschaden	1	-
- Rohrleitungsschaden	1	2
- Ventilstörung	1	-
- Vorwärmeschaden	1	-
- Ausfall Verriegelung	-	1
- Filterausfall	1	-
- Störung Abschaltssystem	1	-
- Systemstörung	-	1
- Ausfall BE-Überwachungssystem	1	-
- Ausfall BE-Wechselmaschine	1	-
- Ausfall Notstromversorgung	1	1
- Fehlschaltung	-	1
- Instrumentierungsschaden	2	-
- Motorausfall	1	-
- Notstromfall	1	-
- Regelungsstörung	7	4
- Abschaltung	2	-
- Explosion	1	-
- Kühlmittelverlust	2	1
- Lastabwurf	1	-
- Leistungstransiente	1	1
- Reaktivitätsstörung	1	3

<sup>1)</sup> einschließlich NS Savannah

Tabelle 2 (Fortsetzung)

Vorkommnis	KKW	VR/FR
- Aktivitätsfreisetzung	3	1
- Kontamination	1	-
- Strahlenexposition	2	-
- Instandsetzung	-	1
- Nachrüstung	-	1
- Turbinenschaden	3	-
- Verstoß gegen Betriebsvorschriften	1	3
- Summe:	78	40

Tabelle 3:

Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken<sup>1)</sup>, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1966, nach Ursachen der Vorkommnisse geordnet

Ursache	KKW	VR/FR
Regelungsstörung	2	-
Ventilstörung	2	-
Ausfallenergieversorgung	5	4
Ausfall Batterie	-	1
Chemische Reaktion	-	1
Fremdkörper/lose Teile	1	-
Korrosion	16	2
Mechanischer Schaden	13	8
Reibung	1	-
Strahlungseffekt	1	-
Undichtigkeit	-	2
Verschleiß	5	1
Verschmutzung	1	3
Zersetzung	-	1
Herstellungsmängel	5	2
Konstruktionsmängel	11	6
Menschliches Versagen	7	7
Blitz	2	-
Brand	1	-
Tornado	1	-
Ungenannt	4	2
Summe:	78	40

<sup>1)</sup> einschließlich NS Savannah

