



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

Weltweite Erfassung
besonderer Vorkommnisse in
Kernkraftwerken, Versuchs- und
Forschungsreaktoren 1969

G. Apel

GRS-7 (Dezember 1977)



Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

**Weltweite Erfassung
besonderer Vorkommnisse in
Kernkraftwerken, Versuchs- und
Forschungsreaktoren 1969**

Günther Apel

GRS-7 (Dezember 1977)

K u r z f a s s u n g

Die Arbeit ist eine Zusammenstellung besonderer Vorkommnisse in Reaktoranlagen für das Jahr 1969. Diese besonderen Vorkommnisse wurden weltweit erfaßt und setzen ähnliche Zusammenstellungen für die Jahre 1966, 1967 und 1968 fort. 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 bzw. Versuchs- und 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 1975 eine systematische Erfassung und Auswertung besonderer Vorkommnisse gibt. Wie für die Jahre zuvor, kann aber auch für das Jahr 1969 festgestellt werden, daß es keine besonderen Vorkommnisse gegeben hat, 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 1969. These abnormal events were collected worldwide and compiled in a fashion similar to those for the years 1966, 1967 and 1968 (GRS-4, 5 and 6). All these compilations are based on scientific and technical publications, like periodicals, reports and news services. The individual events were grouped according to the installation affected, i.e., whether power reactors, experimental reactors, or research reactors. However, only in the United States was the reporting system complete; in all other countries, apart from the reporting of serious events, it was more or less left to the discretion of the utility 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. Similar to the conclusions of the previous reports, the overall conclusion for the year 1969 is that no abnormal events has occurred which has causes any damage to health or property in the vicinity of reactor facilities, especially nuclear power plants.

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.

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	29
Großbritannien	33
Indien	37
Italien	39
Japan	41
Kanada	43
Schweiz	45
Vereinigte Staaten	47
4. Zusammenfassung	113
5. Tabellen	115
6. Verteiler	133

ABBILDUNGEN

	Seite
Abb. 1: Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR); Betriebsdiagramm 1969	9
Abb. 2: Versuchsatomkraftwerk Kahl (VAK); Steuer- elementschaden: Fehlerstelle am Verlänge- rungsstab (E4)	12
Abb. 3: Versuchsatomkraftwerk Kahl (VAK); Betriebs- diagramm 1969	14
Abb. 4: Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR); Betriebs- diagramm 1969	17
Abb. 5: Kernkraftwerk Lingen (KWL); Betriebsdiagramm 1969	21
Abb. 6: Kernkraftwerk Obrigheim (KWO); Betriebsdia- gramm 1969	24
Abb. 7: Kernkraftwerk Gundremmingen (KRB); Betriebs- diagramm 1969	27

TABELLEN

Tab. 1: Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1969, nach Ländern und Anlagen geordnet	116
Tab. 2: Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1969, nach Art der Vorkommnisse geordnet	129
Tab. 3: Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1969, nach Ursachen der Vorkommnisse geordnet	131

1. EINLEITUNG

1.1 Aufgabenstellung

Die hiermit vorliegende Arbeit ist eine Zusammenstellung besonderer Vorkommnisse in Reaktoranlagen für das Jahr 1969. Diese besonderen Vorkommnisse werden weltweit erfaßt. Die Erfassung für das Jahr 1969 stellt den Anschluß an ähnliche Erfassungen für die Jahre 1966, 1967 und 1968 dar.

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 Nachrichtendiensten. 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 1969 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 1969 nur in einem Land, nämlich den USA, detaillierte Richtlinien über die Meldepflicht von Störfällen 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 haben.

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 Betreibern zum größten Teil überlassen waren, kann man nicht ohne weiteres von der Länge und der Ausführlichkeit einer Meldung Rückschlüsse auf die Wichtigkeit eines Störfalles 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.

2.3 Vorgehensweise bei der Erfassung

Die gesamte Literatur wurde systematisch auf Meldungen über besondere Vorkommnisse des Jahres 1969 durchsucht. Dabei wurden bei den einzelnen Fachzeitschriften auch die Jahrgänge 1970 mit berücksichtigt, da solche Meldungen oftmals erst mit einigen Monaten Verspätung veröffentlicht werden.

Eine große Anzahl von Vorkommnissen 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

Insgesamt wurden 120 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
- Indien
- Italien
- Japan
- Kanada
- Schweiz
- Vereinigte Staaten

BUNDESREPUBLIK DEUTSCHLAND

Anlage: Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR)
Bauart: Hochtemperaturreaktor
Leistung: 13,6 MWe (netto)
Kritikalität: August 1966
Kommerzieller Betrieb seit: Dezember 1967
Hersteller: Brown, Boveri - Krupp Reaktorbau GmbH
Betreiber: Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH

Nicht geplante Stillstände, die durch besondere Vorkommnisse verursacht wurden:

- Jan. 1969
1. starkes Rundfeuern am Erregermaschinenkollektor (Generator 1 h 54 min vom Netz)
 2. Ausfall der Kühlgasgebläse durch Spannungseinbruch im Netz (Generator 10 h 18 min vom Netz)
 3. ungeklärte Schnellabschaltung (Generator 2 h 46 min vom Netz)
 4. Ausfall des Membrankompressors 2 durch Membranbruch (Generator 43 h 31 min vom Netz)
- Febr. 1969
5. Schnellabschaltung durch Ansprechen des Abschaltstabusautomaten der Abschaltstäbe 3 und 4 (Generator 23 h 51 min vom Netz)
 6. Ausfall der Hauptspeisewasserpumpe durch undichte Stopfbüchse (Generator 5 h 29 min vom Netz)
 7. Schnellabschaltung durch Störung in der Neutronenflußmessung
- April 1969
8. Turbinenschnellschluß durch kurze Spannungsunterbrechung am Meßgerät "Dampftemperatur zu tief" (Generator 25 min vom Netz)
- Mai 1969
9. Schnellabschaltung durch Störung in der Neutronenflußmessung infolge unbeabsichtigter Betätigung eines Automaten; beim Wiederaufahren Notumschaltventil eines Dampferzeugersystems schadhaft (Generator 81 h 46 min vom Netz)
 10. Ausfall der Hauptkühlwasserpumpe durch Lagerschaden (Generator 71 h 40 min vom Netz)

- Juli 1969 11. Ausfall der Kühlgasgebläse durch zu rasches Umschalten von geregelter auf ungeregelten Betrieb (Generator 1 h vom Netz)
- August 1969 12. Anstieg der Kühlgasverunreinigungen nach Ausfall der Reinigungsstraßen 4a und 4b
- Sept. 1969 13. Ausfall des Membrankompressors 2 durch Membranbruch nach Ausfall des Sulzerkompressors infolge Schäden an den Kolbenringen (Generator 19 h 19 min vom Netz)
14. Schnellabschaltung durch Ansprechen des Abschaltstabsautomaten der Abschaltstäbe 1 und 2 (Generator 3 h 29 min vom Netz)
15. Schnellabschaltung durch Ansprechen der Abschaltstabsautomaten der Abschaltstäbe 1 bis 4 (Generator 31 h 12 min vom Netz)
- Okt. 1969 16. Dampferzeuger-Sicherheitsventil angesprochen durch Ausfall der Druckluftversorgung; Schnellabschaltung über Handauslösung (Generator 6 h 9 min vom Netz)
- Dez. 1969 17. Dampferzeuger-Sicherheitsventil angesprochen durch Ausfall der Druckluftversorgung; Schnellabschaltung bei Umschaltung der Neutronenflußkanäle 1/2 (Generator 17 h 12 min vom Netz)

Quelle: Atom und Strom Bd. 16 (1970) Nr. 9,
S. 134/135

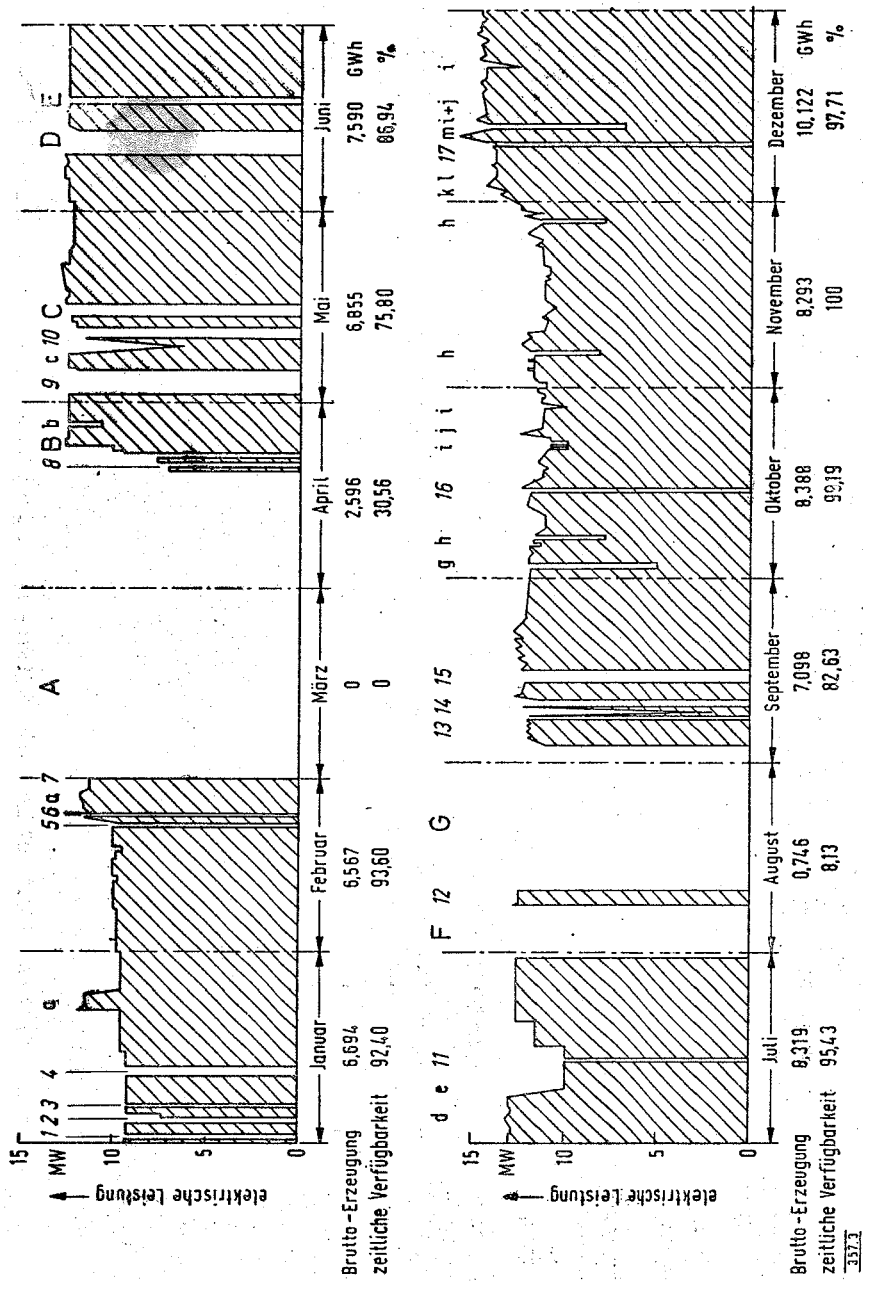


Abb. 1: Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR); Betriebsdiagramm 1969
 Quelle: Atom und Strom Bd. 16 (1970) Nr. 9, S. 135

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: Pumpenschaden

Wegen eines Schadens an der Primärspeisepumpe 2 mußte die Anlage abgeschaltet werden.

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

2. Vorkommnis: Turbinenschaden

Wegen eines Schadens am Düsenkasten der Turbine mußte die Anlage abgeschaltet werden.

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

3. Vorkommnis: Brennelementscha-
den

Im Zusammenhang mit dem Bestrahlungsprogramm im Versuchskreislauf mußte ein Versuchselement wegen erhöhter Aktivitätsabgabe entladen werden.

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

4. Vorkommnis: Steuerelementscha-
den

Bei Wiederholungsprüfungen wurde am Verlängerungsrohr des Steuerstabantriebs der Position E 4 ein Riß entdeckt. Da Spannungsrißkorrosion als Ursache in Frage kam, wurden alle vorhandenen Verlängerungsrohre ausgetauscht.

Der Riß wurde mittels Farbeindringverfahren festgestellt. Er ging durch die gesamte Wandstärke des Rohres, seine Länge betrug etwa 75 % des Rohrumfanges. Der Riß ging von einer zentralen Stelle am Rande einer Schweißnaht aus. Eine metallographische Untersuchung des Durchrisses ergab, daß der Riß mit großer Wahrscheinlichkeit durch eine transkristalline Spannungsrißkorrosion hervorgerufen worden war. Der hierzu notwendige Spannungszustand resultierte u.a. aus Schweißspannungen, einem Schrumpfsitz und einer Querschnittsverjüngung. Die Auslösung der Spannungsrißkorrosion, so vermutete man, lag in einer Beizbehandlung während der Rohrfertigung.

Die ausgetauschten Verlängerungsrohre wurden ebenfalls auf Risse überprüft. Auch hier fand man von 19 sieben weitere defekte Rohre. Die Weiterverwendung der alten Verlängerungsrohre war damit ausgeschlossen. Neue Rohre wurden angefertigt. Hierbei wurde eine abgeänderte Konstruktion ohne Schweiß- und Schrumpferbindungen angewendet.

Quelle: BMI, Besondere Vorfälle in Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland
Berichtszeitraum 1965 - 1976, Juli 1977
Mitteilung des Bayerischen Staatsministeriums für Wirtschaft und Verkehr,
30.1.1970
IRS-Kurzinformation 70/B/39, 8.4.1970

Nicht geplante Stillstände, die durch besondere Vorkommnisse verursacht wurden:

- | | |
|------------|---|
| Jan. 1969 | 1. Keilriemen am Lüfter im Dampfumformerraum erneuert |
| | 2. Motorlager und Flexiboxdichtung an Speisepumpe II erneuert (siehe auch 1. Vorkommnis) |
| Febr. 1969 | 3. Relais schadhaft, Lastschalterfall durch Schieflast-Auslösung |
| März 1969 | 4. Instandsetzung des undichten Einströmkastens der Turbine (siehe auch 2. Vorkommnis), Reaktorschutztest |
| | 5. Beseitigung von Undichtigkeiten im Zwangsumlaufraum |
| April 1969 | 6. Beseitigung von Undichtigkeiten im Versuchskreislauf (VKL) |

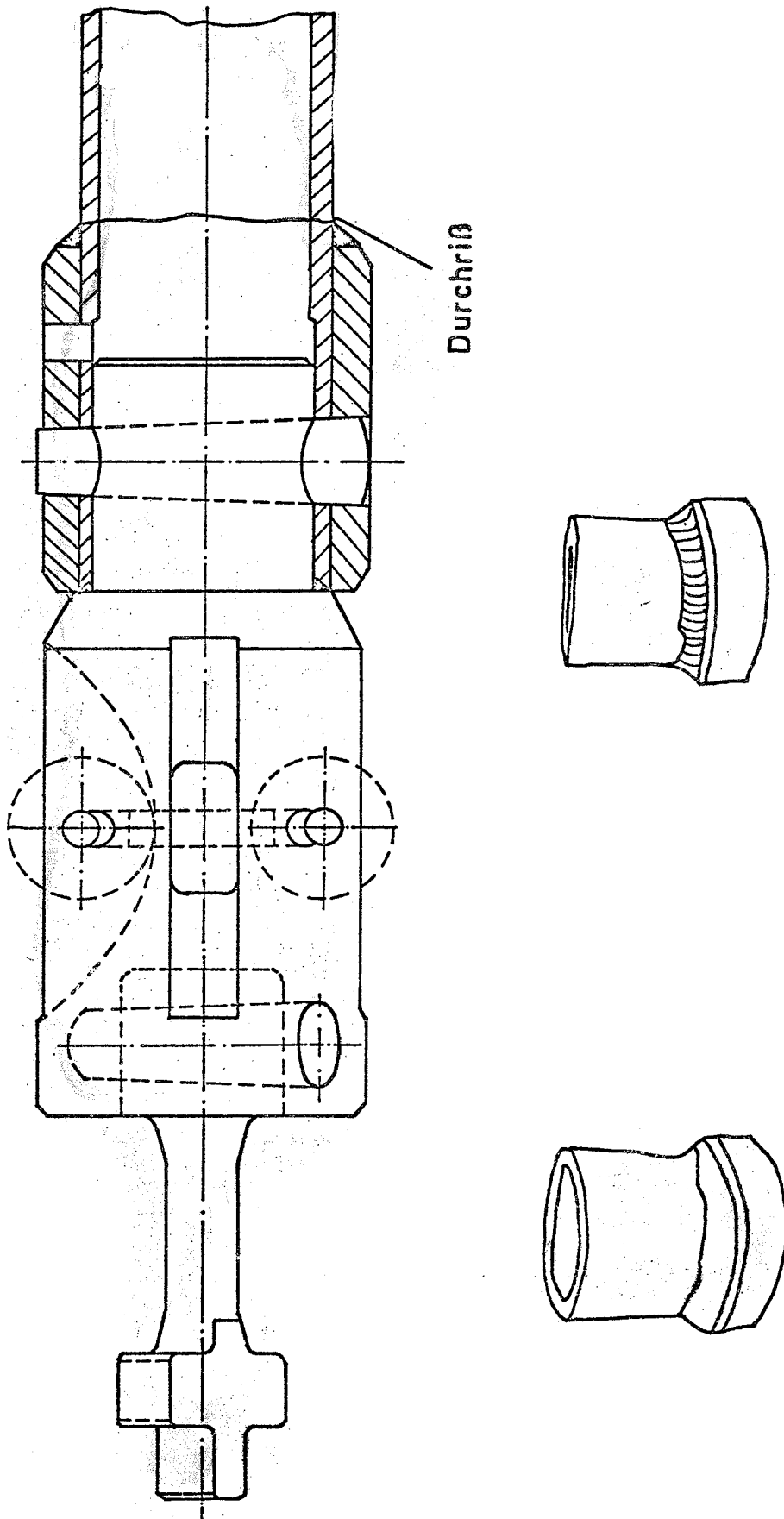


Abb. 2: Versuchsatomkraftwerk Kahl (VAK)
Steuerelementschaßen: Fehlerstelle am Verlängerungsstab (E4)
Quelle: IRS-Kurzinformation 70/39/B/, 8.4.1970

7. DSR-Element D-1 mit einem Abbrand von 75 000 MWd/t Uran infolge Elementschadens ausgebaut (siehe auch 3. Vorkommnis)
- Juli 1969 8. Einbau des Bündelelements H-V
9. Undichtheiten am Deckelflansch beseitigt
- Sept. 1969 10. Reparatur im Primär- und Sekundärkreis

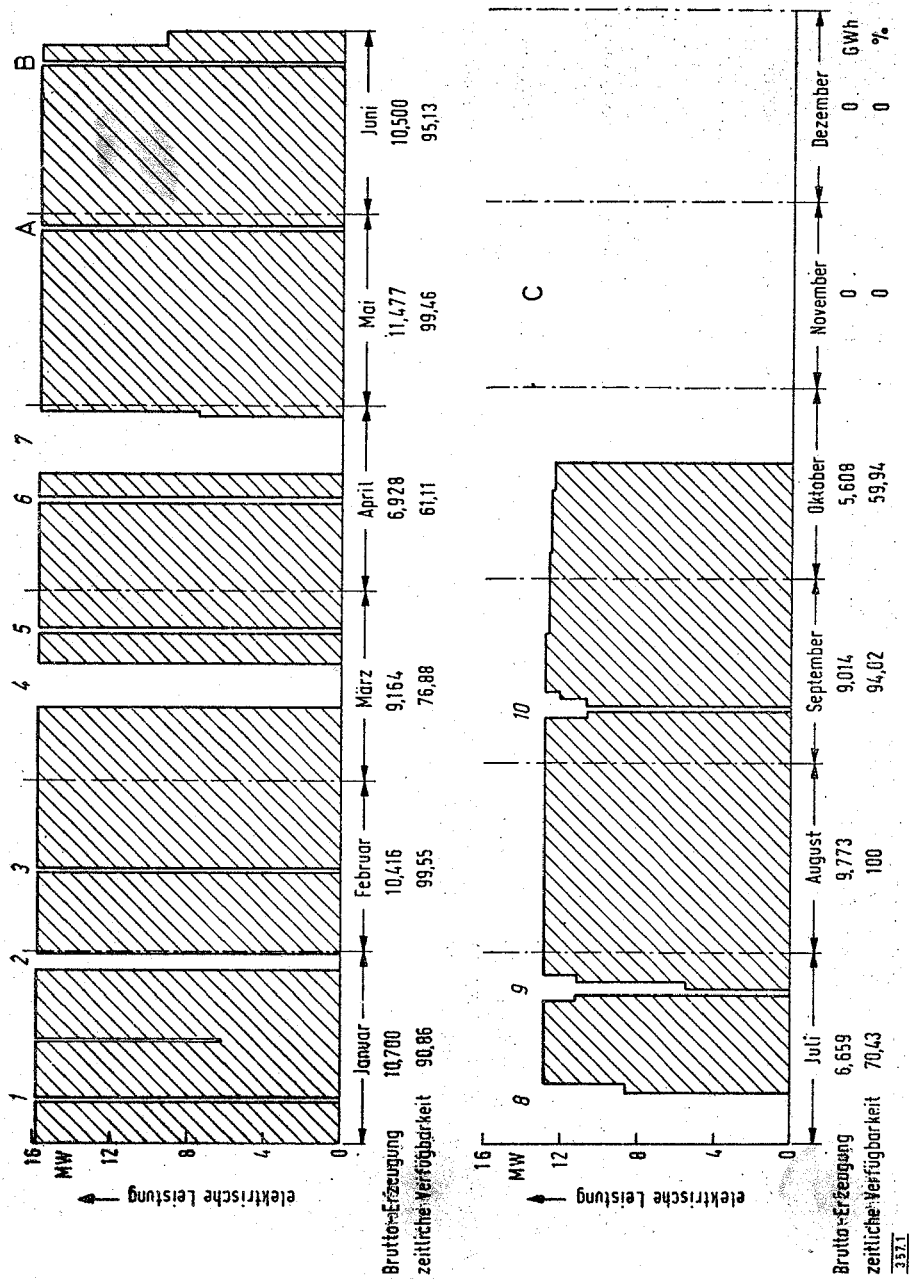


Abb. 3: Versuchskraftwerk Kahl (VAK); Betriebsdiagramm 1969
 Quelle: Atom und Strom, Bd. 16 (1971) Nr. 9, S. 131

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

1. Vorkommnis: Pumpenschaden

Durch Korrosion des Spaltrohrs trat an einer der beiden Hauptkühlmittelpumpen ein Schaden auf, der eine längere Abschaltung erforderlich machte.

Die Anlage fiel am 5. März 1969 durch automatische Schnellabschaltung aus. Die Primärursache war eine Überstromabschaltung bei einer der beiden Hauptkühlmittelpumpen, die bis dahin störungsfrei gearbeitet hatten. Nach dem Ausbau unter Zerlegung der Spaltrohrmotorpumpe wurde ein Angriff an einem Stützrohr durch interkristalline Spannungsrißkorrosion festgestellt. Als Folge davon kam es zu einer Faltenbildung am Spaltrohr, die schließlich zu einem kleinen Riß führte. Das in den Statorraum eindringende Kühlmittel verursachte Wicklungsschluß und Ausfall der Pumpe. Vorsorglich wurden auch bei der zweiten Pumpe Ständerblechpakete und Wicklung erneuert und die Spaltrohre gewechselt. Am 30. August 1969 nahm der Reaktor den Betrieb wieder auf.

Quelle: BMI, Besondere Vorfälle in Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland
Berichtszeitraum 1965 - 1976, Juli 1977
atw Bd. 14 (1969) Nr. 7, S. 326,
Nr. 11, S. 502

2. Vorkommnis: Rohrleitungsschwingung

Beim Probetrieb der Kühlmittelumwälzpumpen traten in den Rohrleitungssystemen der beiden Hauptkreisläufe starke Schwingungen auf. Die Aufhängung der Pumpen wurde so abgeändert, daß der Abstand zwischen den Eigenfrequenzen der

Pumpen und Rohrleitungen auch bei Betriebstemperatur ausreichend groß bleibt.

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

3. Vorkommnis: Regelungsstörung

Es wurde eine Verschlechterung der Stabilität der unregelmäßigten Anlage (Abbruchgleichgewicht) gegenüber dem frischen Core festgestellt, ohne daß jedoch Leistungsexkursionen erfolgten. Außerdem war die Regelstabsteuerung gestört.

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

Nicht geplante Stillstände, die durch besondere Vorkommnisse verursacht wurden:

- Jan. 1969
1. Betriebsunterbrechung seit dem 25. Dezember 1968 wegen schadhafter Schweißnähte an Entwässerungs- und Entlüftungsleitungen; Reparatur von Sprühventilen am Druckhalter
 2. aufgerissene Schweißnaht an einer Entwässerungsleitung
 3. undichter Brennelement-Verschluß auf dem Reaktorkessel
- März 1969
4. Ausfall der Hauptkühlmittelpumpe O2 durch Korrosion im Motorgehäuse und dadurch indirekt verursachte Beschädigung des Ständerspaltrohres (siehe auch 1. Vorkommnis); Beschädigung eines Pumpenmotors im Lieferwerk; Zerstörung eines neuen Blechpaketes; nach Pumpenmontage Schwingungsmessungen am Primärkühlkreis, Abstimmung der Eigenfrequenz (siehe auch 2. Vorkommnis)
- Sept. 1969
5. Abschalten des Reaktors durch Relaisstörung in der Regelstabsteuerung; Abdichten der Reaktorposition E4; über eine fehlerhafte Conosealdichtung an einem Kühlkanalstützen warem im vorausgegangenen Betrieb rd. 2 Liter D₂O je Stunde ausgetreten.

- Okt. 1969
6. Kabelreparatur an der Brennelementmaschine

Quelle: Atom und Strom Bd. 16 (1971) Nr. 9,
S. 132/133

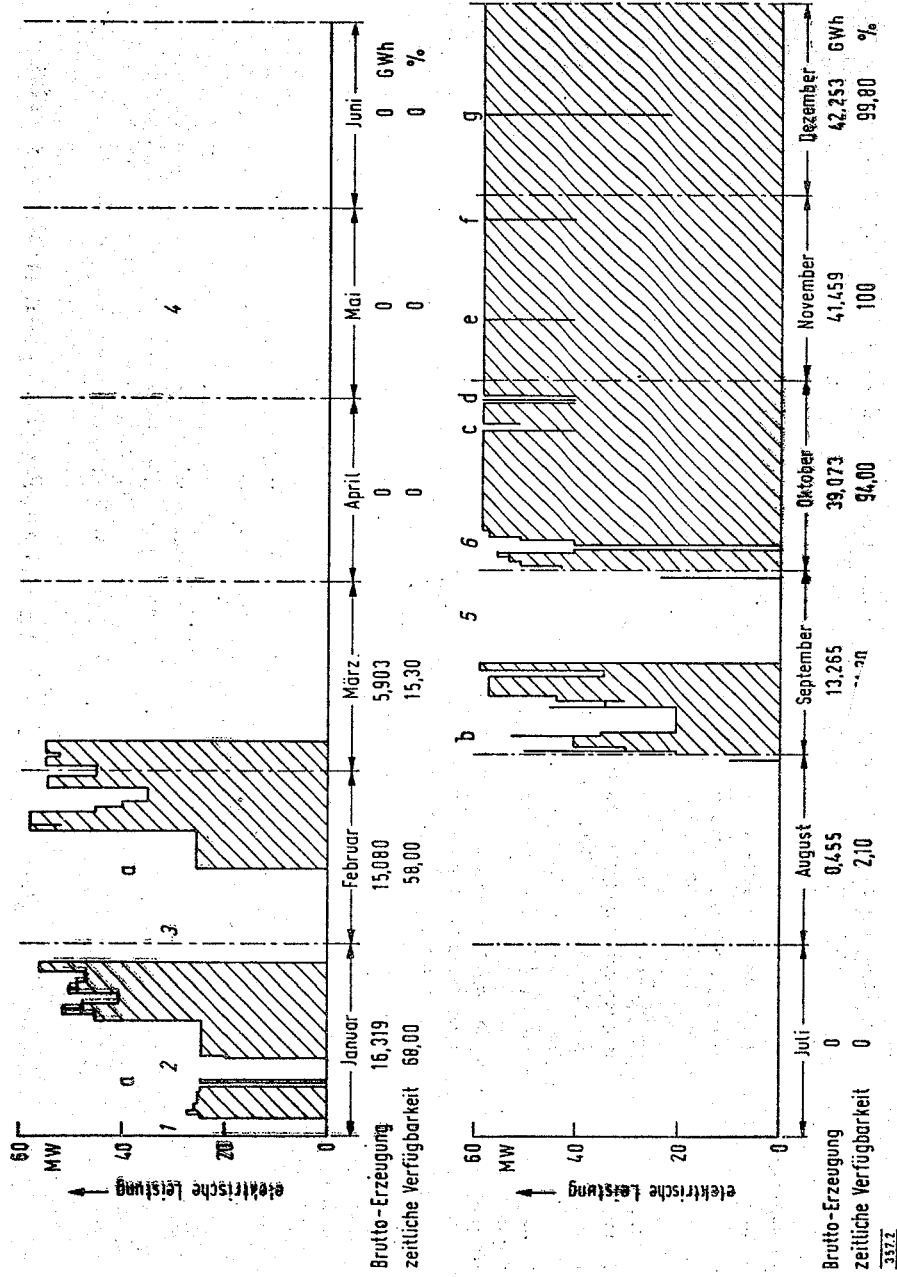


Abb. 4: Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR); Betriebsdiagramm 1969
 Quelle: Atom und Strom Bd. 16 (1970) Nr. 9, S. 133

Anlage: Kernkraftwerk Lingen (KWL)
Bauart: Siedewasserreaktor
Leistung: 256 MWe (netto)
Kritikalität: Januar 1968
Kommerzieller
Betrieb seit: Oktober 1968
Hersteller: AEG
Betreiber: Kernkraftwerk Lingen GmbH

1. Vorkommnis: Störung Energieversorgung

Nach dem Ausfall eines von drei Wechselrichtern der gesicherten Wechselspannungsversorgung durch Ablöten des Anschlußkabels wurde die Wechselspannungsschiene für die Dauer von 100 ms spannungslos. Bei Überprüfung stellte sich als Ursache heraus, daß beim Einbau der Instrumentierung irrtümlich zwei Versorgungsanschlüsse an den Verstärkern vertauscht worden waren, so daß schon bei Ausfall einer Versorgungsspannung die Abschaltung nach dem 2-von-3-System erfolgte. Der Fehler wurde durch Neuverdrahtung behoben.

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

2. Vorkommnis: Brennelementschaden

An einer großen Anzahl von Brennelementen zeigten sich Schäden, die z.T. auch nach Austausch der defekten Brennstäbe erneut auftraten. Ursache war die Aufhydrierung des Hüllrohrwerkstoffes der Brennstäbe, in denen von der Fertigung her Feuchtigkeit verblieben war. Infolge der Brennelementschäden stieg die Kühlmittelaktivität an; Leckagen des Reaktorsystems führten zu hoher Aerosolaktivität im Reaktorgebäude, das zeitweise nur mit Maskenschutz betreten werden konnte.

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

3. Vorkommnis: Aktivitätsfreisetzung

Am 1.8.1969 um 17.20 Uhr trat eine Betriebsstörung auf. Es gelangte gegenüber dem normalen Betrieb eine erhöhte Menge radioaktiven Wassers in die Ems. Die Ursache für die Störung lag in der Undichtigkeit an der Stopfbüchse eines Schiebers und gleichzeitig einer weiteren Undichtigkeit eines Schwadenkühlers. Durch die beiden hintereinanderliegenden Leckagestellen konnte radioaktives Wasser in das Kühlwasser gelangen, das zur Ems geleitet wird. Der Abgabezeitraum lag in der Nachtzeit vom 1. bis 2.8.1969 von 17.10 - 5.20 Uhr. Es wurde eine Aktivitätsmenge von 17 Ci abgegeben. Wegen der Verdünnung durch das Emswasser ergaben sich keine gefährlichen Aktivitätskonzentrationen. Anreicherungen wurden nicht beobachtet. Die Kraftwerksanlage wurde hiernach so geändert, daß die Wiederholung eines solchen Vorfalles ausgeschlossen ist.

Quelle: Atom und Strom Bd. 15 (1969) Nr. 7/8, S. 141; Bd. 16 (1977) Nr. 9, S. 138/139
IRS-Kurzinformation 69/81/B, 8.8.1969
atw Bd. 14 (1969) Nr. 8, S. 374

Nicht geplante Stillstände, die durch besondere Vorkommnisse verursacht wurden:

- Jan. 1969
1. 2. Januar 1969 automatische Abschaltung der Anlage infolge einer Störung im Erregerstromkreis des Generators, die durch eine lose Klemmverbindung an der Amplidyne hervorgerufen wurde. Die Anlage blieb zum Durchführen verschiedener Reparaturen bis zum 4. Januar 1969 außer Betrieb.
 2. 19. Januar 1969 automatische Abschaltung infolge eines Bedienungsfehlers im Schnellabschaltsystem; das Wiederauffahren wurde durch eine schadhafte Bartonzelle im Schnellabschaltsystem verzögert.
 3. 22. Januar 1969 Abschaltung nach einer Leckage in einer Abschlämmlleitung eines Steuerstabantriebs, die eine Inspektion des Antriebs erforderlich machte.
- Febr. 1969
4. 14. Februar 1969 automatische Abschaltung der Anlage infolge einer Störung der gesicherten Wechselstromversorgung (siehe auch 1. Vorkommnis).
 5. 22. Februar 1969 Abschaltung aus ungeklärter Ursache.

6. 31. März 1969 automatische Abschaltung der Anlage infolge eines bei Reparaturarbeiten entstandenen Kurzschlusses in der gesicherten Wechselspannungsversorgung.
- April 1969
7. 27. April 1969 automatische Abschaltung durch hohen Neutronenfluß nach einer Störung in der Reaktordruckregelung.
8. 29. April 1969 Abschaltung der Turbine nach dem Bruch einer Zuleitung zu einem Meßgerät.
- Mai 1969
9. 10. Mai 1969 automatische Abschaltung nach einer Störung im Schnellabschaltsystem (Feuchtanregung in 2v69).
10. 22. Mai 1969 automatische Abschaltung wegen niedrigen Füllstandes auf der Sekundärseite des Dampfumformers I.
11. 24. Mai 1969 automatische Abschaltung der Anlage durch hohen Reaktordruck nach einer Störung in der Reaktordruckregelung.
- Juli 1969
12. 24. Juli 1969 automatische Abschaltung der Anlage durch einen Bedienungsfehler während einer Störung im Schnellabschaltsystem.
- Aug. 1969
13. 22. August 1969 automatische Abschaltung der Anlage durch eine Störung im Schnellabschaltsystem, die während Reparaturarbeiten durch ein undichtes Ventil eintrat.
- Okt. 1969
14. 23. Oktober 1969 Abschaltung der Anlage nach dem Bruch einer Turbinenentwässerungsleitung. Da bei dieser Abschaltung die Rückschlagklappen der Entnahmen 1 und 2 für die Speisewasservorwärmung nicht ordnungsgemäß geschlossen hatten, blieb die Anlage zwecks Revision dieser Ventile bis zum 26. Oktober 1969 außer Betrieb.
- Nov. 1969
15. 11. November 1969 Abschaltung der Anlage nach einer Störung in der Eigenbedarfsversorgung; da auch die Fremdversorgung ausfiel, mußte mit dem Notstrom-Diesel-Generator abgefahren werden; die Anlage blieb zwecks Durchführung notwendig gewordener Reparaturen bis zum 24. November 1969 außer Betrieb.
16. 30. November 1969 Abschaltung der Anlage wegen einer starken Deckelleckage an dem Primär-Reinigungsschieber W-1.

Quelle: Atom und Strom Bd. 16 (1970) Nr. 9,
S. 138/139

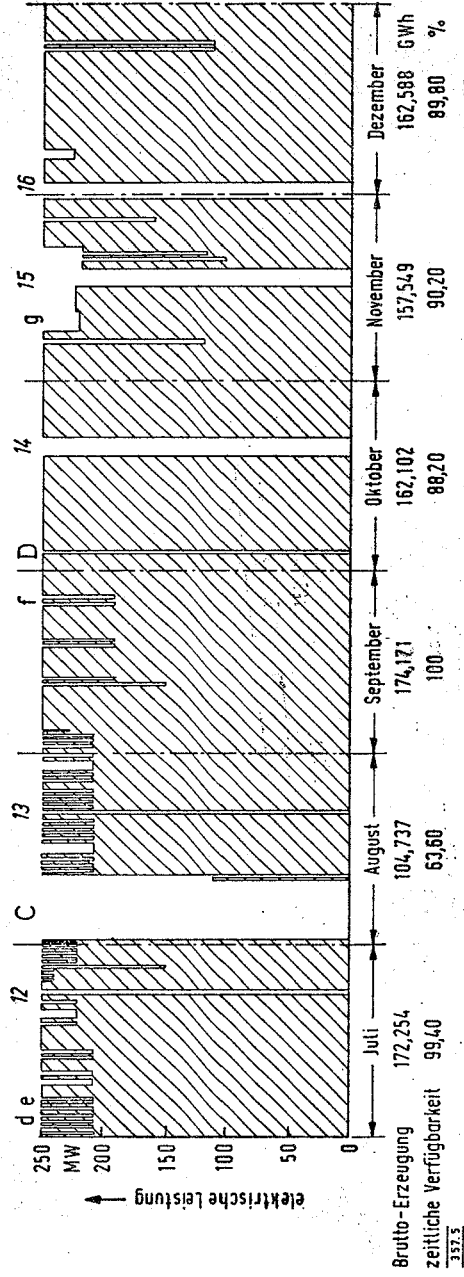
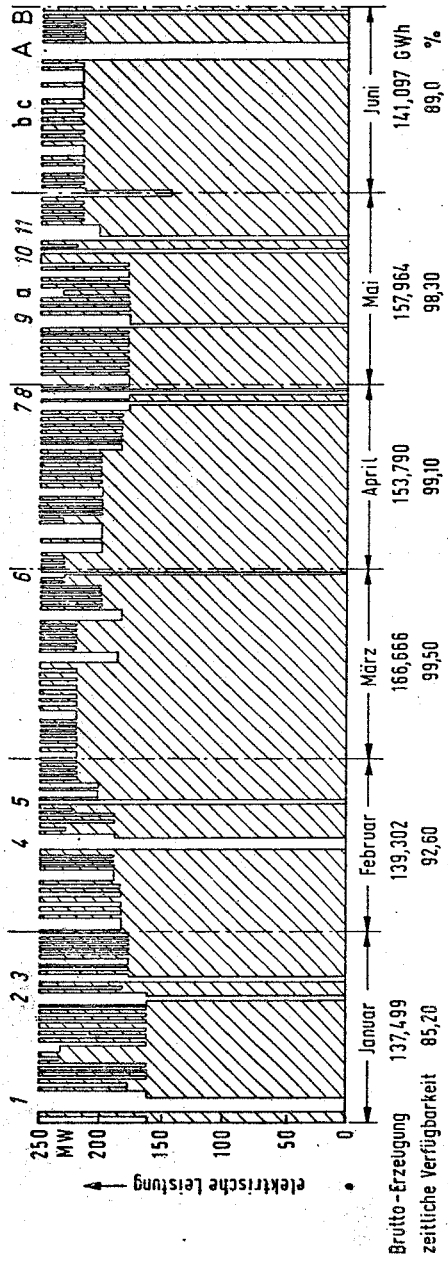


Abb. 5: Kernkraftwerk Lingen (KWL); Betriebsdiagramm 1969
 Quelle: Atom und Strom Bd. 16 (1970) Nr. 9, S. 139

Anlage: Kernkraftwerk Obrigheim (KWO)
Bauart: Druckwasserreaktor
Leistung: 328 MWe (netto)
Kritikalität: September 1968
Kommerzieller Betrieb seit: März 1968
Hersteller: Siemens-Schuckertwerke AG
Betreiber: Kernkraftwerk Obrigheim GmbH

1. Vorkommnis: Aktivitätsfreisetzung

Irrtümliches Einleiten radioaktiven Xenons führte zu erhöhter Abwasseraktivität. Durch Nachbehandlung der radioaktiven Abwässer wird nunmehr gewährleistet, daß der Gehalt an Xenon auf einen zulässigen Wert verringert wird.

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

2. Vorkommnis: Aktivitätsfreisetzung

Bei der Durchführung von Reparaturarbeiten traten Schwierigkeiten in der Einhaltung der zulässigen Abgaben von radioaktivem Jod auf, weil die Fortluft nicht aus allen Teilen des Kraftwerks, sondern nur aus den Anlagenräumen und dem Ringraum über Jodfilter abgeführt wurde. Daher wurden während des Fortganges der Reparaturarbeiten kurzfristig bewegliche Jodfilteranlagen eingesetzt. Längerfristig schaffte eine 1970 verbesserte Fortluftfilterung Abhilfe.

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

Nicht geplante Stillstände, die durch besondere Vorkommnisse verursacht wurden:

- | | |
|-----------|---|
| Mai 1969 | 1. 27. Mai 1969 Schnellabschaltung, da unzureichendes Dampferzeuger-Niveau vorge-täuscht wurde (Druckschwankungen in Zulei-tungen zu Meßgeräten). |
| Juni 1969 | 2. 23. Juni 1969 Schnellabschaltung durch Fehlbedienung. |
| Juli 1969 | 3. 15. Juli 1969 Schnellabschaltung durch fehlerhaftes Ansprechen des Reaktorschutz-systems. |
| Aug. 1969 | 4. 6. August 1969 kurzzeitiges Abschalten we-gen Leck an der Leitung zu einer Meßstelle des Volumenregelsystems. |
| Okt. 1969 | 5. 22. bis 27. Oktober 1969 Abschalten wegen Leck in einem Zwischenüberhitzer; Leck am Flansch der Hauptkühlmittelpumpe (HKP) 1 |
| Nov. 1969 | 6. 9. November 1969 Turbinenschnellschluß durch Kurzschluß an 220-kV-Transformator-ableitung bei Gewittersturm. |
| | 7. 13. bis 16. November 1969 Auswechseln der Hauptkühlmittelpumpen-Dichtungen. |

Quelle: Atom und Strom Bd. 16 (1970) Nr. 9,
S. 140/142

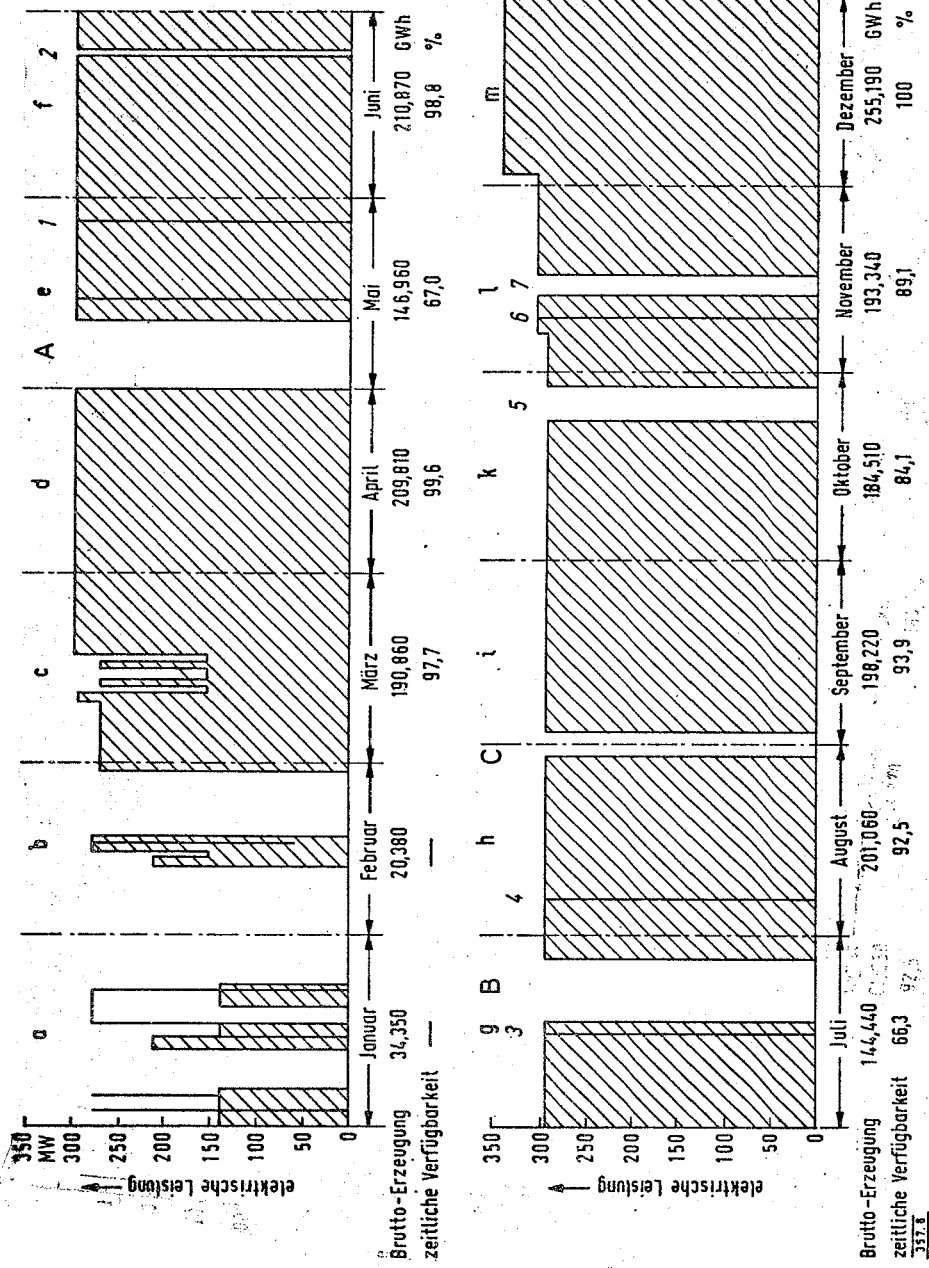


Abb. 6: Kernkraftwerk Obrigheim (KWO); Betriebsdiagramm 1969

Quelle: Atom und Strom Bd. 16 (1970) Nr. 9, S. 141

Anlage: Kernkraftwerk (KRB), Gundremmingen,
RWE-Bayernwerk

Bauart: Siedewasserreaktor

Leistung: 237 MWe (netto)

Kritikalität: August 1966

Kommerzieller
Betrieb seit: Dezember 1966

Hersteller: AEG/General Electric Co./Hochtief AG

Betreiber: Kernkraftwerk RWE-Bayernwerk GmbH

1. Vorkommnis: Ventilstörung

An einem Ventil des Differenzdruckmeßsystems der Umwälzschleife 3 trat eine Leckage auf und führte zu leichter Kontamination des Reaktorgebäudes. Die Aerosolaktivität stieg auf $1,6 \cdot 10^{-7}$ Ci/m³ an, während die gasförmige Aktivität der Abluft einen Maximalwert von $2,9 \cdot 10^3$ µCi/s nicht überschritt. Sie blieb damit unterhalb des genehmigten Abgabewertes von $60 \cdot 10^3$ µCi/s.

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

2. Vorkommnis: Brennelementscha- den

Beim planmäßigen Brennelementwechsel wurden an 60 von insgesamt 368 Brennelementen (mit je 36 Stäben) Leckstellen festgestellt. Die schadhaf- ten Stäbe wurden gegen neue ausgetauscht.

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

3. Vorkommnis: Beanspruchung Reaktordruckbehälter

Durch Öffnung eines falschen Ventils gelangten ca. 20 t Wasser aus dem Brennelementbecken in den Flutraum. Durch das nur 30° C warme Wasser wurden Flansch und Bolzen des Reaktordruckbehälters abgekühlt und den damit verbundenen thermischen Spannungen ausgesetzt. Schäden bzw. Freisetzungen waren nicht damit verbunden.

Quelle: BMI, Besondere Vorfälle in Kernkraft-
werken in der Bundesrepublik Deutschland
Berichtszeitraum 1965 - 1976, Juli 1977

Nicht geplante Stillstände, die durch besondere Vorkommnisse
verursacht wurden:

Aug. 1969 1. Ausfall der Wellenstopfbuchsbedampfung

Quelle: Atom und Strom Bd. 16 (1970) Nr. 9,
S. 136/137

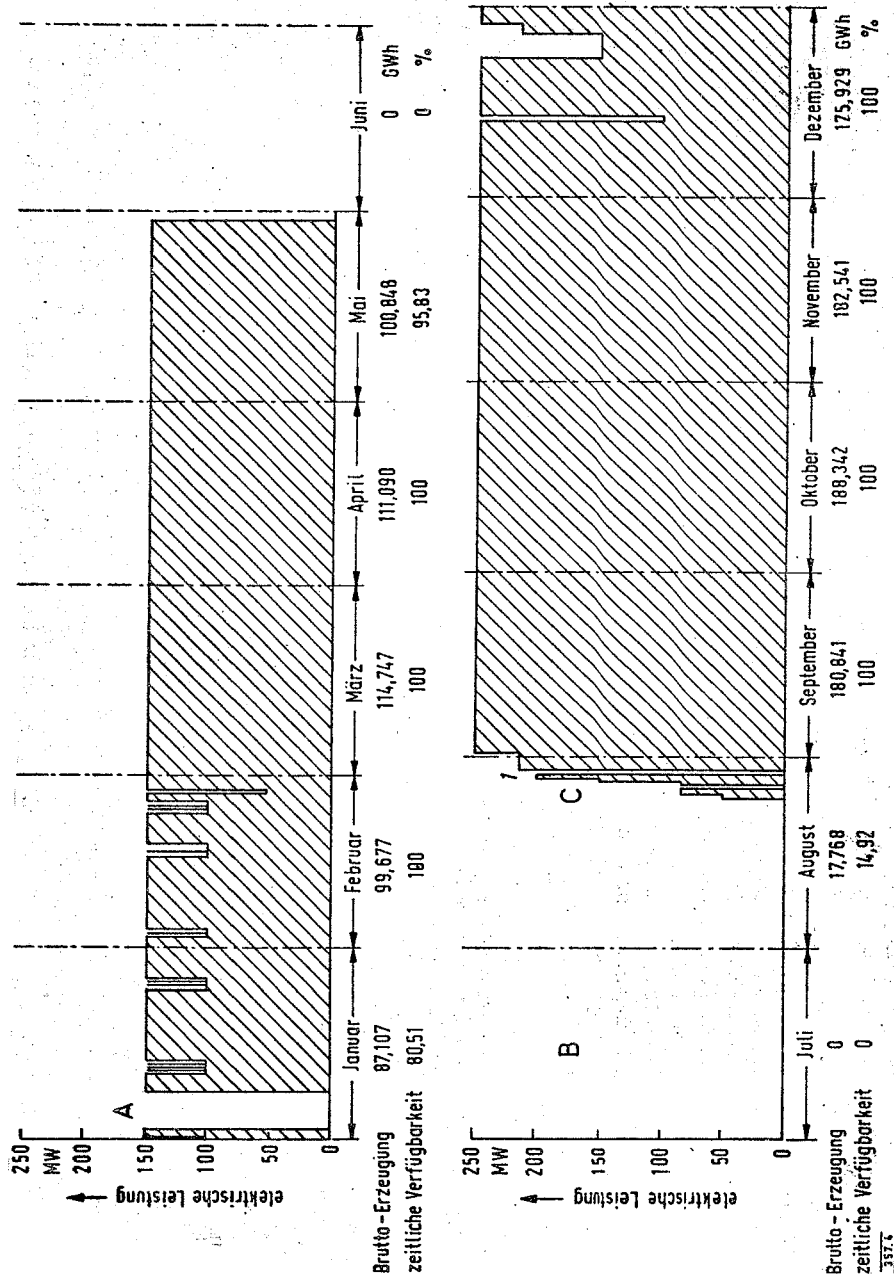


Abb. 7: Kernkraftwerk Gundremmingen (KRB); Betriebsdiagramm 1969
 Quelle: Atom und Strom Bd. 16 (1970) Nr. 9, S. 137

Anlage: Schnelle Null-Energie Anordnung Karlsruhe
(SNEAK)

Bauart: Nullenergie-Versuchsanordnung (luftgekühlt)

Leistung: 1 kWth

Kritikalität: Dezember 1966

Hersteller: Siemens-Schuckertwerke AG

Betreiber: Gesellschaft für Kernforschung mbH

Vorkommnis: Brennelementschaden

Am 28.8.1969 wurde im SNEAK-Versuchsgelände eine Plutonium-Kontamination festgestellt. Die Ursache war ein defekter MASURCA-Brennstoffstab. Der Stab enthielt eine Pu-U-Fe-Metalllegierung. Er war mit einer dünnen (0,2 mm) Kappe verschlossen. Die Verschlusskappe wies wahrscheinlich eine kleine Undichtigkeit auf, durch die Luft in das Inox-304L-Hüllrohr gelangte. Die Luft oxydierte den metallischen Brennstoff. Dies war mit einer Volumenvergrößerung verbunden, die schließlich zum Platzen der Hülle führte. Das pulverförmige Oxid verteilte sich im Elementrohr und gelangte mit der Kühlluft ins Gebäude. Die Kühlluft hatte am Austritt aus dem Reaktorkern eine Plutonium-Konzentration von $2 \cdot 10^{-9}$ Ci/m³. Die derzeit verwendeten 12"-Stäbe wurden gegen 24"-Stäbe ausgetauscht, die die Schwachstelle nicht aufwiesen. Die Arbeiten wurden mit Atemmasken, die 99,95 % Abscheidegrad hatten, durchgeführt. Zur schnellen Entdeckung von Hüllschäden wurde die dauernde Aktivitätsmessung der Kühlluft eingeführt. Die Kontamination des Gebäudes wurde beseitigt.

Quelle: Bickel, W., private Mitteilung, 12.9.1969
Wittek, G., private Mitteilung, 17.11.1969
IRS-Kurzinformation 70/48/B, 26.5.1970

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. Vorkommnis: Brennelementscha- den

Der Block 1 des Kernkraftwerkes Chinon wurde im Januar 1969 zum Adsorberwechsel und wegen einer Brennelementleckage abgeschaltet.

Quelle: atw Bd. 14 (1969) Nr. 6, S. 270

2. Vorkommnis: Dampferzeugerschaden

Der Block 1 des Kernkraftwerkes Chinon mußte vom 8. bis 18. April, vom 22. bis 30. April und vom 19. bis 25. Mai 1969 wegen Dampferzeugerschäden abgeschaltet werden.

Quelle: atw Bd. 14 (1969) Nr. 8, S. 374

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

Vorkommnis: Dampferzeugerschaden

Die Anlage Chinon, Block 3, wurde am 1. März 1969 abgeschaltet. Der Grund hierfür war ein Rohrbruch im Dampferzeuger. Am 9. März wurde die Anlage wieder in Betrieb genommen.

Quelle: atw Bd. 14 (1969) Nr. 6, S. 270

Anlage: Kernkraftwerk St. Laurent, Block 1
Bauart: Gas-Graphit-Reaktor
Leistung: 487 MWe (netto)
Kritikalität: 1968
Kommerzieller
Betrieb seit: März 1969
Hersteller: Verschiedene/Electricité de France
Betreiber: Electricité de France

Vorkommnis: Brennelementscha-

Ein Graphitstopfen geriet am späten Abend des 16. Oktober 1969 in einen Brennstoffkanal, wodurch der Kühlgasstrom blockiert wurde. Infolge der fehlenden Kühlung fand eine Überhitzung statt, die dazu führte, daß 5 von insgesamt 45 000 Brennelementen schmolzen. Die durch einen Computer gesteuerten Sicherheitsstäbe schalteten den Reaktor automatisch ab. Ursache für den Vorfall war wahrscheinlich die Weigerung eines Operators, den Mitteilungen einer Maschine Glauben zu schenken. Ein ungenau gestanzter Lochstreifen zur Betätigung der automatischen Brennelementwechselmaschine wurde benutzt. Der Lochstreifenleser wies die unannehmbaren Befehle zurück. Der Operator entschied nach mehrfacher Wiederholung des Versuches, daß die Maschine nicht in Ordnung sei. Durch einen Befehl von Hand zwang er die Maschine, die gestanzten Instruktionen anzunehmen. Die Maschine ließ daraufhin, mit falschen Informationen versorgt, einen Graphitstopfen in einen Brennstoffkanal fallen, wodurch der Kühlgasstrom blockiert wurde.

Quelle: Nucleonics Week Bd. 10 (1969) Nr. 45, S. 1, Nr. 46, S. 5
IRS-Kurzinformation 69/98/A, 10.11.1969,
und 69/98/A^x, 24.11.1969
atw Bd. 14 (1969) Nr. 6, S. 270;
Nr. 11, S. 501
ORNL-NSIC-87, Nr. 38292, S. 52,
August 1971

GROSSBRITANNIEN

Anlagen: Kernkraftwerke Bradwell ¹⁾; Hinkley-Point-A ²⁾;
Trawsfynydd ³⁾; Dungeness-A ⁴⁾; Sizewell ⁵⁾;
Oldbury ⁶⁾

Bauart: Gas-Graphit-Reaktor

Leistung: 2 x 150 MWe (netto) ¹⁾; 2 x 266 MWe (netto) ²⁾;
2 x 150 MWe (netto) ³⁾; 2 x 275 MWe (netto) ⁴⁾;
2 x 290 MWe (netto) ⁵⁾; 2 x 300 MWe (netto) ⁶⁾

Kommerzieller
Betrieb seit: 1961/62 ¹⁾; 1965 ²⁾; 1964 ³⁾; 1965 ⁴⁾; 1965 ⁵⁾;
1967 ⁶⁾

Hersteller: The Nuclear Power Group ^{1); 4); 6)}
English Electric/Babcock and Wilcox/Taylor
Woodrow ^{2); 5)}
Atomic Power Construction Ltd. ³⁾

Betreiber: Central Electricity Generating Board (CEGB)

Vorkommnis: Strukturelementschaden

Das CEGB war gezwungen, die Leistungsabgabe von 6 ihrer 7 in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke um 10 % der Gesamtleistung (400 MWe) zu vermindern. Komponenten aus Kohlenstoffstahl oxydieren schneller, als bei der Errichtung der Werke erwartet wurde. Um die Oxydationsrate unter Kontrolle zu halten, wurde die Temperatur des Kohlendioxid-Kühl-gases, das in den Kernkraftwerken verwendet wird, herabgesetzt. Daher rührt die verringerte Leistungsabgabe. Die betroffenen Komponenten sind in der Hauptsache Muttern und Bolzen.

Quelle: Nucleonics Week Bd. 10 (1969)
Nr. 39, S. 1
IRS-Kurzinformation 69/93/B, 29.9.1969
atw Bd. 14 (1969) Nr. 11, S. 502;
Nr. 12, S. 559

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

Bei einer routinemäßigen Schnellschlußprobe Ende September 1969 geriet eine der beiden Turbinen des Kernkraftwerkes Hinkley Point in den Überdrehzahlbereich und wurde erheblich beschädigt. Auch der Generatorläufer trug Schäden davon. Der Gesamtschaden wurde auf ca. 1,5 Mio. t geschätzt.

Quelle: atw Bd. 14 (1969) Nr. 11, S. 502

Anlage: nicht genannter Forschungsreaktor
Betreiber: Atomic Energy Authority (A.E.A.)

Vorkommnis: Instrumentierungsausfall

Bei einer Abschaltprüfung an einem Forschungsreaktor der A.E.A. wurde beobachtet, daß der Abstandszeiger für den Brennelementgrenzwert unregelmäßig ansprach. Die Schaltkreise des Schutzsystems benötigten lange Zeit zum Öffnen oder öffneten überhaupt nicht. Nachdem das Instrument gegen eine Reserveeinheit ausgetauscht wurde, konnte die Abschaltprüfung zu Ende geführt werden. Es wurde bei näherer Untersuchung des Instrumentes ermittelt, daß der Fehler durch ein Relais verursacht wurde. Das Relais neigte dazu, in der angeregten Stellung zu klemmen, obwohl eine Feder zur Rückstellung vorhanden war. Ein Spritzer der Isolationsmasse in der Ankerführung war die Schadensursache. Die Relais gleicher Fertigung in allen Instrumenten wurden geprüft und für intakt befunden. Sie wiesen den obigen Fehler nicht auf.

Quelle: UKAEA-Safeguards Bulletin, No. 2/69,
S. 1, 2
IRS-Kurzinformation 69/101/A, 20.11.1969

INDIEN

Anlage: Kernkraftwerk Tarapur (Blöcke 1 und 2)
Bauart: Siedewasserreaktor
Leistung: 2 x 190 MWe (netto)
Kritikalität: 1969
Kommerzieller
Betrieb seit: November 1969
Hersteller: General Electric Co./Bechtel
Betreiber: Department of Atomic Energy

Vorkommnis: Schaltanlagenausfall

Der Reaktor muß im Monat August 1969 wegen eines Defektes in der elektrischen Schaltanlage des Netzanschlusses zeitweise außer Betrieb gesetzt werden.

Quelle: atw Bd. 14 (1969) Nr. 9/10, S. 422

ITALIEN

Anlage: Kernkraftwerk Latina
Bauart: Gas-Graphit-Reaktor
Leistung: 200 MWe (netto)
Kritikalität: 1962
Kommerzieller
Betrieb seit: Januar 1964
Hersteller: The Nuclear Power Group Ltd., England/
AGIP Nucleare, Italien
Betreiber: Societa Italiana Meridionale per l' Energia
Atomica (SIMEA)/Ente Nazionale per l' Energia
Elettrica (ENEL)

1. Vorkommnis: Dampferzeugerschaden

Während einer Inspektion des Kraftwerks, mit der am 17.3.1969 begonnen wurde, entdeckte man Bolzen an Sekundärkomponenten des Reaktors und an Komponenten der Dampferzeuger, die gebrochen waren. Dadurch verlängerte sich die Wartungszeit. Ende August sollte der Reaktor wieder angefahren werden.

Quelle: atw Bd. 14 (1969) Nr. 8. S. 374;
Nr. 9/10, S. 422

2. Vorkommnis: Strukturelementschaden

Die bei den englischen Kernkraftwerken vom Magnox-Typ festgestellte vorzeitige Korrosion von kleinen Stahlteilen im Reaktor wurde auch beim Kernkraftwerk Latina, das gleichen Typs ist, während der Inspektion im Frühsommer 1969 festgestellt. Bereits vor der Wiederinbetriebnahme am 23. August 1969 wurde deshalb beschlossen, den Reaktor mit reduzierter Leistung zu betreiben, um durch Herabsetzung der Kühlgastemperatur die Korrosion zu verlangsamen.

Quelle: atw Bd. 14 (1969) Nr. 11, S. 503

Anlage: Versuchsreaktor ESSOR
Bauart: Schwerwasserreaktor
Leistung: 36,6 MWth
Kritikalität: Frühjahr 1967
Kommerzieller Betrieb seit: März 1969
Hersteller: Groupement Atomique Alsacienne Atlantique (GAAA)/ Interatom/Montecatini
Betreiber: Euratom

Vorkommnis: Steuerelementscha-

Der im Euratom-Programm ORGEL gebaute Versuchsreaktor im Forschungszentrum Ispra wurde Mitte März 1969 abgeschaltet, da die Sicherheitsstäbe infolge von Korrosionserscheinungen, die durch die vom Reaktor erreichte Leistung beschleunigt wurden, nicht mehr einwandfrei arbeiteten. Die Hohlräume der strahlungsbelasteten Partien wurden mit CO₂ inertisiert. Der Reaktor wurde am 7. Mai 1969 wieder in Betrieb genommen.

Quelle: atw Bd. 14 (1969) Nr. 5, S. 222;
Nr. 6, S. 270

JAPAN

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

Vorkommnis: Systemschaden

Während eines Wartungszeitraumes, der am 24. April 1969 begann, stellte man am Primärkühlkreislauf mechanische Defekte fest. Der Betreiber machte keine näheren Angaben über die Störung.

Quelle: atw Bd. 14 (1969) Nr. 8, S. 374

KANADA

Anlage: Kernkraftwerk Douglas Point
Bauart: Schwerwasserreaktor
Leistung: 207 MWe (netto)
Kritikalität: 1964
Kommerzieller Betrieb seit: September 1968
Hersteller: Ontario Hydro Electric Power Commission/
Atomic Energy of Canada, Ltd.
Betreiber: Ontario Hydro Electric Power Commission/
Atomic Energy of Canada, Ltd.

Vorkommnis: Ausfall Brennelement-Wechselmaschine

Beim Herausziehen defekter Brennelementbündel unter Leistung versagte eine der beiden Brennelement-Wechselmaschinen. Der Ausfall zwang zu einer vorzeitigen Frühjahrsabschaltung des mit einer Nettoleistung von 200 MWe laufenden Reaktors, da die BE-Wechselmaschine fest auf einem Kühlkanal verankert ist und deren Demontage mehrere Wochen dauert.

Die Ursache für den Ausfall war folgende: Die Adaptergreifer hatten sich in einem der Brennstoffkanäle während des Brennelementwechsels festgesetzt. Das Kernkraftwerk nahm nach dreimonatiger Überholung seinen Betrieb wieder auf.

Der Schaden an den Brennelementen läßt sich auf ungenügende Restduktilität der Zirkaloy-Hüllen zurückführen. Die Duktilität ist nach Ansicht der Metallurgen durch Bestrahlung so reduziert worden, daß in Einzelfällen die Spannung zu groß war. Nach Herausgabe neuer Hüllenspezifikationen sind an Ersatzhüllen keine Ausfälle mehr aufgetreten.

Quelle: Nucleonics Week Bd. 10 (1969)
Nr. 16, S. 3; Nr. 23, S. 8;
Nr. 29, S. 8; Nr. 32, S. 8
IRS-Kurzinformation 69/42/A, 20.5.1969
und 69/75/A, 27.8.1969

SCHWEIZ

Anlage: Versuchskernkraftwerk Lucens
Bauart: Schwerwasserreaktor (gasgekühlt)
Leistung: 8,5 MWe (netto)
Kritikalität: Dezember 1967
Kommerzieller
Betrieb seit: Mai 1968
Hersteller: Therm-Atom
Betreiber: Societe Nationale pour l' Encouragement de la
Recherche Atomique

Vorkommnis: Kühlmittelverlust; Schmelzen von Brennelemen-
ten

Am 21.1.1969 brach im Schwerwasserversuchsreaktor Lucens mindestens ein Druckrohr, was zum sofortigen Verlust von Kühlmittel (Kohlendioxid) führte. Der in einer Kaverne errichtete 25-MWth-Reaktor lief mit etwa 50 % der Nennleistung. Der Moderatortank barst und entließ 20 000 l Schwerwasser in den unter dem Reaktor gelegenen Raum für die BE-Wechselvorrichtung. Hier wurde alles wieder aufgefangen. Eines oder mehrere Brennelemente schmolzen. Das Ereignis führte zur Abschaltung des Reaktors. Bedingt durch den Sicherheitsbehälter, beschränkte sich die Kontamination auf die Anlage. Die Anlage wurde auf das Schnellabschalt-signal hin geräumt.

Die Strahlenbelastung in der Umgebung war vernachlässigbar. Die Strahlenexposition des Reaktorpersonals blieb unterhalb der für beruflich strahlenexponierte Personen festgelegten Grenzwerte. Es lohnte sich nicht, den Reaktor zu reparieren. Das Projekt wurde aufgegeben, der Reaktor stillgelegt.

Quelle: Nucleonics Week, Bd. 10 (1969) Nr. 5,
S. 27, S. 8
ORNL-NSIC-87, Nr. 30902, S. 50,
August 1971
IRS-Kurzinformation 69/21/A, 21.3.1969,
69/21/A^x, 28.3.1969, 69/73/A, 30.7.1969,
70/29/A, 5.2.1970
SVA Bulletin (1970), Nr. 3, S. 12

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. (CPC), Charlevoix/Mich.

1. Vorkommnis: Ausfall Notstrom-Dieselmotor

Bei dem Probetrieb eines Notstrom-Dieselmotors zeigte sich, daß dieser nach einem zufriedenstellenden Start unmittelbar infolge Überdrehzahl abgeschaltet wurde. Der Drehzahlgrenzwert wurde daraufhin auf 110 % der normalen Betriebsdrehzahl nachgestellt. Weitere Versuche bestätigen einwandfreien Lauf. Nach diesen Probelaufen wurde der Dieselmotor einer Feineinstellung des Drehzahlgrenzwertes unterzogen. Auch hiernach wurde einwandfreier Lauf festgestellt. Gespräche mit dem Hersteller ergaben, daß die 110-%-Einstellung des Grenzwertes zu knapp sei. Der Grenzwert könnte ohne Gefährdung des Diesels auf 122 % erhöht werden. Schließlich verblieb man bei einem Wert von 115 % für den Grenzwert des Überdrehzahlmechanismus. Seitdem sind keine weiteren Abschaltungen infolge Überdrehzahl mehr vorgekommen.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 15, S. 30
IRS-Kurzinformation 69/36/A,
30.4.1969

2. Vorkommnis: Schaden BE-Wechselgerät

Während des Brennstoffwechsels brach ein Adapter, der zur Handhabung feststehender Füllstäbe benutzt wird, beim Wiedereinbau eines der Füllstäbe. Ein Verbindungsstift des Adapters aus rostfreiem Stahl wurde abgeschert. Der Adapter zerfiel in 3 Teile. Alle Teile, bis auf einen Teil des Verbindungsstiftes (Durchmesser ca. 4,8 mm, Länge 9,5 mm), wurden wiedergefunden und geborgen. Nach dem

fehlenden Teil wurde vergebens gesucht.

Die mögliche Konsequenz einer Durchsatzblockierung durch den Stift wurde untersucht. Durch ein Testprogramm wurde versucht, die Wahrscheinlichkeit für das Steckenbleiben eines Steuerstabes als Folge des Vorhandenseins des Stiftes zu ermitteln.

Ergebnis war, daß für den Betrieb und die Sicherheit der Anlage keine Gefahr bestand.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 18, S. 17/18
IRS-Kurzinformation 69/47/A,
21.5.1969

3. Vorkommnis: Ausfall Notstrom-Dieselmotor

Am 30. November 1969 versagte der Diesel beim Start im Rahmen eines Routinetests. Ein Bolzen war aus dem Gestänge des Drehzahlreglers gerutscht. Dieses geschah dann, wenn bei plötzlichem Auskuppeln durch die Kontrolle das Gestänge in eine Endstellung niedergedrückt wurde (Ausschalten von Hand). Der Hersteller hatte bisher keine Berichte über derartige Fehlfunktionen bekommen. Dieses war das erste Versagen des Diesels während eines Tests oder eines tatsächlichen Energieausfalles.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 31306, S. 7,
August 1971

4. Vorkommnis: Pumpenschaden

Bei einer Prüfung versagte eine Förderpumpe, die nur unzureichenden Druck erzeugte. Durchflußmesser ließen keinen Durchsatz erkennen. Die Füllstandsanzeige für den Vorratsbehälter fiel aus. Der Pumpenausfall war auf eine Überhitzung infolge unzureichender Regelung der Dampfheizung bzw. eine korrodierte Feder des Entlastungsventils zurückzuführen. Die Durchfluß- und Füllstandsanzeigeelemente versagten, da sie durch Salzkristalle (Borsäurekristalle) verstopft waren.

Als Abhilfe wurden u.a. vorgeschlagen: Verringerung der Borkonzentration, vergrößerte

Pumpenkapazität, Änderungen der Dampfheizung,
Verwendung anderer Durchfluß- und Füllstands-
meßmethoden.

Quelle: AECH Bd. 15 (44), (Nov. 1969, S. 37
ORNL-NSIC-87, Nr. 37553, S. 29,
August 1971

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

1. Vorkommnis: Ausfall Notstrom-Dieselmotor

Am 2.3.1969 wurde der Notstrom-Dieselmotor einem in zweiwöchentlichem Abstand durchzuführenden Testlauf unterworfen. Er sprang dabei nicht an. Der Schichtleiter überprüfte die Relais und nahm weitere Prüfungen vor. Nachdem die Betriebsleitung über den Vorfall informiert worden war, wurde entschieden, daß die Reaktoranlage weiterhin in Betrieb gehalten werden dürfte. Ursache für das Startversagen war eine lose Schraube, die einen Kontaktgeber im Regelrelais festhalten sollte, jetzt aber die Relaisanregung verhinderte. Ein Sicherheitsrisiko war nicht gegeben, da der Diesel unter Umgehung des Relais in Betrieb genommen werden konnte.

Nach der Reparatur wurde der Diesel getestet und für betriebsfähig befunden. Während der planmäßigen Abschaltung der Reaktoranlage im April 1969 wurde der Reaktor geändert, um eine Wiederholung des Versagens auszuschließen. Die Abänderung bestand darin, daß an den Haltern für die Relaiskontakte Doppelmuttern angebracht und die Halterenden verlötet wurden.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 30, S. 10
USAEC Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C.
ORNL-NSIC-87, Nr. 40489, S. 8,
August 1971
IRS-Kurzinformation 70/27/A, 4.2.1970

2. Vorkommnis: Kühlmittelverlust

Am 23.12.1969 sollte vor der Wiederinbetriebnahme eine Wasserdruckprobe stattfinden. Beim

Füllen des Primärsystems wurde ein Leck festgestellt. Das Leck zeigte sich an einem geschmiedeten Reduzierstück aus rostfreiem Stahl in der Entlüftungsleitung des Reaktors. Es hatte seinen Ursprung in zwei Feinlunkeranzeigen (6 mm voneinander entfernt, 12 mm vom Ende des Reduzierstückes zur Flanschschweißnaht). Die Feinlunker liefen zusammen und bildeten gemeinsam einen Riß von 6 mm Länge und etwa 3 mm Tiefe. Er pflanzte sich direkt in das Schweißmaterial fort und erreichte an der Innenwandung des Rohres eine Länge von etwa 14 mm. Der Riß rührte offensichtlich von einem Einschluß her, der bei der Herstellung im Metall verblieben war. Die Schadensstelle wurde ausgeschliffen und mit einer vorschriftsmäßigen Füllschweißung repariert. Anschließend führte man mit 113 bar eine Wasserdruckprobe durch. Ultraschall- und Oberflächeneindringprüfung wurden angeschlossen. Es ergaben sich keine Anzeichen von Schäden. Durchstrahlungsprüfungen zeigten keine weiteren Risse. Geringfügige Einbrandkerben und leichter Schlackeneinschluß in der Ausbesserungsstelle lagen innerhalb erlaubter Grenzen.

Quelle: AECH Bd. 16 (1970), Nr. 3, S. 9/10
IRS-Kurzinformation 70/20/A, 6.2.1970

Anlage: Kernkraftwerk Ginna, Block 1
Bauart: Druckwasserreaktor
Leistung: 490 MWe (netto)
Kritikalität: 1969
Kommerzieller Betrieb seit: Juli 1970
Hersteller: Westinghouse/Gilbert Ass.
Betreiber: Rochester Gas and Electric Corp., Ontario/N.Y.

1. Vorkommnis: Strukturelementscha-
den

Die unteren Einbauten des Reaktorbehälters wurden durch eine Fehlfunktion des Kranes beschädigt (18. Juli 1969). Die Last war um 1,8 m abgesunken und hatte ein Abstützgestell gestreift. Zwei Verschraubungen in der unteren Behälterabstützung wurden beschädigt. Außerdem waren einige Kratzer an der Abstützung zu sehen. Die auftretende Beschleunigung war nicht größer als 2,5 g. Alle Verbindungsstellen sind so ausgelegt, daß sie Kräften standhalten, die bei Beschleunigungen bis zu 20 g auftreten.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C. 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 36538, S. 22,
August 1971

2. Vorkommnis: Steuerelementscha-
den

Bei Abschaltung zeigte die Stabstellungsanzeige auf dem Hauptschaltpult an, daß der Stab E11 der Abschaltgruppe 2 in der voll ausgefahrenen Stellung verblieb. Zur Zeit der Abschaltung war der Reaktor kritisch, das Kühlsystem hatte eine Temperatur von 266° C und einen Druck von 150 bar. Der Turbogenerator lag mit einer Leistung von 50 MWe am Netz. Durch Geräteanzeige wurde bestätigt, daß der Stab in voll ausgefahrenem Zustand verblieben war. Spannungsmessungen bestätigten, daß die Bewegungsspulen keinen Strom erhielten, so daß ein Verklemmen angenommen werden mußte. Durch den Steuerstabantrieb wurden die Greiferklinken anschließend in Schwingungen versetzt, wodurch der Stab freikam.

Quelle: AECH Bd. 16 (1969), Nr. 1, S. 16/7
IRS-Kurzinformation 70/14/A, 19.1.1970

Anlage: Kernkraftwerk Haddam Neck
Bauart: Druckwasserreaktor
Leistung: 575 MWe (netto)
Kritikalität: 1967
Kommerzieller Betrieb seit: Januar 1968
Hersteller: Westinghouse Electric Corp./Stone & Walster
Betreiber: Connecticut Yankee Atomic Power Company,
Haddam/Conn.

1. Vorkommnis: ¹ Regelungsstörung

Am 15. Juli 1969 fiel die Fremdenergieversorgung aus und wurde die automatische Abschaltung einer Speisepumpe noch während des anfänglichen Hochlaufens ausgelöst. Abschaltursache war, daß der Wasserstand im Druckhalter abgefahren und durch die automatische Wasserstandsregelung im Druckhalter der Speisewasserregler mit aufgefahren worden war. Daraufhin wurden die Betriebsvorschriften geändert, nach denen jetzt der Speisewasserregler von Hand geschlossen werden muß, bis die Speisepumpe hochgelaufen ist, und erst dann geöffnet werden darf. Diese Maßnahme ist für jeden Ausfall der Fremdversorgung vorgeschrieben, ist jedoch nur erforderlich, wenn er mit einem Kühlmittelsignal zusammentrifft und nur 2 von 3 Dieselgeneratoren anlaufen. Der Operateur hat 1,5 min Reaktionszeit.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 39065, S. 25,
August 1971

2. Vorkommnis: Regelungsstörung

Am 24.7.1969 wurde folgendes berichtet: Die Anlage befand sich in normalem Zustand. Sie erzeugte 480 MWe. Es kam ein Schaltbefehl durch den Lastverteiler, der besagte, daß eine der beiden 115-kV-Einspeiseleitungen außer Betrieb genommen werden sollten. Der Schaltvorgang wurde durchgeführt. Alle Versorgungsschienen kehrten in die Normalstellung zurück. Jedoch wurde durch den Schaltbefehl eine erforderliche Vorsichtsmaßnahme außer acht gelassen.

Diese Unterlassung führte zur Abschaltung der niederspannungsseitigen Unterbrecher und schließlich zum vollständigen Verlust der Fremdeinspeisung.

Gleichzeitig mit dem Verlust der Fremdenergieversorgung wurden Reaktor und Turbine abgeschaltet. Die drei Notstrom-Dieselaggregate starteten. Die Dieselgeneratoren 1A und 1B starteten sofort. Aggregat 1C war langsam im Anlauf. Die Anlage lief aus diesem Grund nach dem "Zweidieselschema". Die 1A-Nachwärmepumpe lief an. Die 1B-Ladepumpe versuchte anzulaufen, fiel aber wegen thermischer Überlast aus. Als Reservepumpe lief 1A normal an. Für das langsame Anlaufen des 1C-Dieselgenerators fand sich kein Grund. Die Überlast der 1B-Ladepumpe war durch die zu große Fördermenge während des Pumpenanlaufes bedingt. Deswegen wurde die Verblockung der Regelung auf Mängel überprüft.

Im weiteren Verlauf liefen die Kühlmittelpumpen aus. Der Druck im Reaktorkühlmittelsystem stieg bis auf ca. 160 bar, die Entlastungsventile sprachen an. Der Druck fiel wieder auf Normalwerte. Alle Anlagensysteme funktionierten normal, um die Anlage nach der Abschaltung in die heiße Reservestellung zu bringen. Die Anlage blieb 9 Minuten an der Notstromversorgung. Danach wurde die Fremdeinspeisung wiederhergestellt. Um 19.30 Uhr wurde der Reaktor kritisch gemacht, um 21.18 Uhr der Phasenabgleich durchgeführt und die Leistung auf 425 MWe erhöht.

Um eine Wiederholung der aufgetretenen Schwierigkeiten zu verhindern, wurden die Zuschaltprogramme für den Notstromfall überprüft und geändert.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969), Nr. 31, S. 12/14
ORNL-NSIC-87, Nr. 36147, S. 25,
August 1971
IRS-Kurzinformation 70/33/A, 25.3.1970

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 and Wilcox Co.
Betreiber: Consolidated Edison Co., Buchanan/N.Y.

Vorkommnis: Ventilstörung

Während eines Brennelementwechsels, der am 11. Februar 1969 begann, versagten Absperrventile des Primärkreislaufes bei einem Test. Sie schlossen nicht, da der Antriebsmotor durchgebrannt war. Die aufgetretenen Fehler waren auf unsauberes Schmiermittel zurückzuführen. Ein besseres Schmiermittel wurde daraufhin eingeführt.

Zwei weitere Absperrventile versagten, ohne daß der Grund gefunden werden konnte. Eine Analyse ergab, daß die Absperrventile nur bei einem Bruch der Dampfleitung benötigt werden, sofern die Pumpen nicht abgeschaltet sind, da dann die Absperrventile die Rückkehr in den kritischen Zustand verhindern.

Quelle: ORNL-NSIC-87, Nr. 32429, S. 27, Aug. 1971
USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington D.C., 20545

Anlage: Kernkraftwerk La Crosse
Bauart: Siedewasserreaktor
Leistung: 50 MWe (netto)
Kritikalität: Juli 1967
Kommerzieller
Betrieb seit: November 1969
Hersteller: Allis Chalmers Manufacturing Co/Sargent
and Lundy
Betreiber: Atomic Energy Commission/Dairyland Power
Cooperative, Genoa/Wis.

1. Vorkommnis: Kühlmittelverlust

Am Vorschuh des Speisewassereintrittstutzens Nr. 2 zeigte sich im Oktober 1969 ein Leck. Ausführliche Untersuchungen des Werkstoffes zeigten, daß der Vorschuh aus rostfreiem Stahl, Typ 304, hergestellt und durch Glühbehandlung sensibilisiert worden war. Es hatte sich ein Umfangsriß infolge Spannungsrißkorrosion entwickelt.

Weitere Ermittlungen am La-Cross-Primärsystem ergaben, daß zehn weitere Stutzen mit Vorschuh aus rostfreiem Stahl vorhanden waren, die ebenfalls einer Glühbehandlung unterworfen worden waren. Die insgesamt elf Übergangsstücke wurden entfernt und durch Bauteile aus nicht sensibilisiertem Werkstoff ersetzt.

Quelle: AECH Bd. 16 (1970), Nr. 18, S. 9
IRS-Kurzinformation 70/91/A, 18.6.1970

2. Vorkommnis: Ausfall Steuerelement-Wechselmaschine

Während des Herausziehens bestrahlter Brennelemente aus dem Reaktorkern trat eine Fehlfunktion der Brennstofflademaschine auf. Sie versagte durch unkontrollierten, stetigen Aufwärtshub. Der Hubmotor wurde über den Stop-Knopf von der Energieversorgung getrennt. Eine Wassersäule von nur 4 ft Höhe bedeckte das Element. Die maximale Strahlenbelastung während des Herabfahrens des Brennstabes und der Reparatur betrug 7 mrem. Das Relais für den Aufwärtsbetrieb wurde unterbrochen und

der Kran im Tastbetrieb heraufgefahren.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969), Nr. 49, S. 5
ORNL-NSIC-87, Nr. 39428, S. 16,
August 1971

Anlage: Kernkraftwerk Nine Mile Point, Block 1
Bauart: Siedewasserreaktor
Leistung: 625 MWe (netto)
Kritikalität: 1967
Kommerzieller Betrieb seit: Dezember 1969
Hersteller: General Electric Co./Niagara Mohawk Power Corp.
Betreiber: Niagara Mahowk Power Corporation, Scriba/N.Y.

1. Vorkommnis: Ventilstörung

Während eines Anfahrversuches öffnete eines von 6 Druckreduzierventile nicht. Der Reaktor befand sich unter vollem Druck und 20 % Leistung. Die Umgebungstemperatur des Ventils veranlaßte Wälzkörper und Messingteile der Armatur sich auszudehnen. Dadurch wurde das für die Bewegung des Hubmagneten notwendige Spiel verringert. Durch Bearbeitung der Wälzkörper und Zurücksetzen der Messingstreifen wurde das notwendige Spiel wiederhergestellt.

Quelle: USAEC, Public Document Room 1717 H ST.,
Washington, D.C. 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 37 503, S. 17,
August 1971

2. Vorkommnis: Steuerelementscha- den

Am 8.11.1969 wurde der Reaktor auf Betriebsdruck und -temperatur gebracht. Bevor der Dampf in die Turbine geleitet wurde, schaltete der Reaktor infolge kurzzeitiger Bereichsüberschreitung der Mittelbereiche ab. Die Neutronenflußspitze war infolge Vergrößerung der Speisewasserströmung aufgetreten. Die Überprüfung der Steuerstabanzeige zeigte, daß 11 von 129 Steuerstäben nicht ganz eingefahren waren. Daraufhin wurde der Reaktor unterkritisch gemacht. Die Steuerstäbe wurden einzeln von Hand eingefahren. Ursache für die automatische Unterbrechung des Abschaltvorganges war, daß die Neutronenflußanzeige wieder in den Meßbereich zurückkehrt und die Abschaltauslösung quittiert war. Wäre die Abschaltbedingung weiterhin gegeben gewesen, hätte das Volleinfahren aller Steuerstäbe nicht aufgehalten werden können.

Untersuchungen ergaben ein unzulängliches Zusammenspiel der Relais für die Scram-Magnetventile, auf das auch die unbeabsichtigten Quittierungen zurückzuführen waren. Weiter zeigte sich, daß ein handbetätigtes Quittieren mit halbem Scram auf einem Kanal und erzwungenem Quittieren auf dem anderen Kanal möglich war. Da nur ein Quittierungsknopf für beide Kanäle vorhanden war, konnte eine Befehlskombination entstehen, die zur Schädigung bzw. Gefährdung des Antriebssystems hätte führen können. Zur Abhilfe wurden in beiden Reaktorschutzkanälen Quittierungsknöpfe installiert. Weiterhin sollte ein Zeitrelais in den Quittierungskreis eingebaut werden, um Quittierungen durch den Operateur vor dem vollen Einfahren der Steuerstäbe bei Schnellabschaltung zu verhindern.

Quelle: AECH Bd. 15 (1970), Nr. 48, S. 19/20
IRS-Kurzinformation 70/62/A, 29.5.1970

Anlage: Kernkraftwerk Oyster Creek, Block 1
Bauart: Siedewasserreaktor
Leistung: 650 MWe (netto)
Kritikalität: Ende 1967
Kommerzieller Betrieb seit: Dezember 1969
Hersteller: General Electric Co./Burns and Roe, Inc.
Betreiber: Jersey Central Power and Light Co., Lacey/N.J.

1. Vorkommnis: Instrumentierungsausfall

Im Oktober 1969 wurde berichtet, daß seit dem 28.8.1969 alle Fühler zur Messung von Schwingungen der Reaktoreinbauten nicht betriebsfähig waren. Seit diesem Zeitpunkt sind keine Schwingungsprüfungen mehr durchgeführt worden. Von der AEC wurde der Betreiber angewiesen, die durch ausgefallene Schwingungsmessungen fehlenden Informationen durch andere Messungen zu ersetzen.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 45, S. 20
IRS-Kurzinformation 69/111/A, 16.12.1969

2. Vorkommnis: Steuerelementschaden

Die Grenzbedingungen für den Betrieb der Steuerstäbe, die in den technischen Spezifikationen angegeben sind, lauten: 10 % Stabeinfuhr in 0,7 s, 50 % in 2,05 s, 90 % in 5,0 s.

Am 2. Oktober 1969, während eines Notabschaltungstests, erreichten 26 Antriebe nicht die Mindesteinfuhrzeiten. Nachträgliche Tests ergaben, daß es sich um ein generelles Problem handelte. Beobachtungen zeigten, daß feine, rote Eisenoxide die feinmaschigen Siebe der internen und externen Filter verstopften. Diese Tatsache bedingte einen anomalen Druckunterschied in Teilen der Schnellabschalteneinrichtung. Austausch der Siebe verhinderte weitere Verstopfungen, so daß die Schnellabschaltung wieder gewährleistet werden konnte.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 43, S. 4/5
IRS-Kurzinformation 70/57/A, 26.5.1970
und 70/89/A, 15.6.1970
ORNL-NSIC-87 Nr. 38165, S. 18,
August 1971

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. Vorkommnis: Ventilstörung

Am 6.6.1969 schloß eines der 3 Absperrventile im Primärsystem nicht. Das Ventil sitzt in der Ansaugöffnung eines Kompressors und dient als Notsperrventil für den Fall, daß das Auslaßventil des Kompressors nicht funktioniert. Durch das Absperrventil soll im Schadensfall die Leckage des Kompressors und damit eine Undichtigkeit des Primärsystems verhindert werden. Der Ausfall lag darin begründet, daß ein Bauteil des Ventils verstopft war. Das Bauteil wurde gereinigt und das Ventil wieder in Betrieb genommen.

Quelle: USAEC Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 40309, S. 38,
August 1971

2. Vorkommnis: Brennelementschaden

Am 3.10.1969 wurde der Reaktor für die dritte geplante Inspektion der Brennelemente und anderer Komponenten abgeschaltet. Während der Betriebszeit hatte stetiges Ansteigen der radioaktiven Verunreinigungen im Primärsystem angezeigt, daß Brennelemente undicht sein mußten. Die Brennelementkontrolle ergab, daß zwischen Mai und Oktober 1969 die Graphithüllen von 78 Brennelementen undicht geworden waren. Es wurden Brennelemente ähnlicher Konstruktion, aber mit besser beschichteten Teilchen zur Verringerung derartiger Ausfälle eingesetzt.

Quelle: AECH Bd. 15 (1970), Nr. 48, S. 22
IRS-Kurzinformation 70/64/A, 27.5.1970

Anlage: Kernkraftwerk San Onofre, Block 1
Bauart: Druckwasserreaktor
Leistung: 430 MWe (netto)
Kritikalität: Juni 1967
Kommerzieller
Betrieb seit: Januar 1968
Hersteller: Westinghouse Electric Corp./Bechtel Corp.
Betreiber: Southern California Edison Co., San Clemente/
Calif.

1. Vorkommnis: Ventilstörung

Bei einem Leckratentest am Sicherheitsbehälter in der letzten Juniwoche 1969 wurde bemerkt, daß aus einem Luftprobennehmer am Sicherheitsbehälter Luft entwich. Zwei Absperrventile waren im Betrieb undicht geworden, da sie den zu stellenden Anforderungen nicht entsprachen. Ein Ventil war in verkehrter Richtung eingebaut worden. In der Stellung konnte es nicht als Absperrventil arbeiten, da beim Aufbringen des hohen Druckes der Ventilteller vom Sitz abgehoben wurde. Eine Gefährdung von Gesundheit und Sicherheit der Öffentlichkeit war nicht gegeben.

Sobald die Ursache der Leckage bestimmt worden war, wurden alle anderen Absperrventile des Sicherheitsbehälters ebenfalls überprüft. Die unzureichenden Absperrventile wurden gegen andere, sicher absperrende, ersetzt. Wartungs- und Prüfvorschriften wurden überarbeitet und erweitert.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 32, S. 222/224
IRS-Kurzinformation 69/89/A, 9.9.1969

2. Vorkommnis: Ausfall Sicherheitseinspeisesystem

Ein Routinetest des Durchsatzkomparators für das Sicherheitseinspeisesystem während der Abschaltung der Anlage am 30.6.1969 zeigte partielles Versagen. Die Ventile in den Strängen B und C schlossen nicht wie ausgelegt, als der simulierte Durchsatz in jedem dieser Stränge um mehr als $120 \text{ m}^3/\text{h}$ über dem Durchsatz in den beiden anderen Strängen lag. Ursachen waren

Ausfall einer Diode und der Versorgungsspannung für den Durchsatzkomparator.

Um diese Ursachen zu beseitigen, wurden die Stromversorgung und die Diode ausgebaut und durch neue Teile ersetzt. Der Ausfall der Diode scheint zufälliger Natur gewesen zu sein, jedoch, um eine Wiederholung zu verhindern, wurde die Diodenschaltung redundant ausgelegt. Das Sicherheitseinspeisesystem war im übrigen so ausgelegt worden, daß auch bei Leitungsbruch an der Verbindung mit der Einspeiseleitung und Ausfall des Durchsatzkomparators, was wirkungslose Förderung des gesamten Durchsatzes einer Leitung in den Sicherheitsbehälter zur Folge hat, die verbleibende Förderleistung den sicherheitstechnischen Anforderungen genügt.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 32, S. 21/22
IRS-Kurzinformation 69/88/A, 9.9.1969

3. Vorkommnis: Ausfall Boreinspritzsystem

Im Jahre 1968 waren Schwierigkeiten im Borsäureeinspritzsystem aufgetreten. Die Ansaugleitung für beide Borsäure-Transferpumpen und die Borsäureeinspritzpumpe waren durch Borsäurekristalle verstopft. Als Abhilfe wurde eine periodische Umwälzung des Inhaltes des Borsäurevorratstanks vorgesehen. Die Maßnahme hatte Erfolg, die Strömungswege verstopften nicht mehr. Weiterhin wurde eine Änderung am Heizsystem des Tanks vorgesehen. Am 15.7.1969 trat wieder eine druckseitige Verstopfung der Borsäureeinspritzpumpe auf. Das Heizsystem stellte sich als unzulänglich heraus. Die zu niedrige Temperatur ließ das Auskristallisieren von Borsäure zu. Die Temperatur der Flüssigkeit betrug 43° C. 12 %ige Borsäure fällt bereits bei 55° Kristalle aus. Daraufhin wurde die Temperatureinstellung des Heizsystems von 77° C auf 82 - 88° C erhöht. Seitdem arbeitet die Boreinspritzpumpe bzw. das Boreinspritzsystem zufriedenstellend.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 45, S. 22/23
IRS-Kurzinformation 69/113/A, 17.12.1969

4. Vorkommnis: Schaden Entnahmebauwerk

Am 9.10.1969, um 5.55 Uhr wurden kleine Betonstücke beobachtet, die mit dem Stangenrechen aufkamen. Später wurde die Tür zur Kabine, in

der sich der hydraulische Antrieb befindet, offen gefunden. Der Bodenbelag der Kabine war zerstört. Die Verschlußplatte an der Nordseite des Antriebs war aus dem Betonbauwerk herausgerissen und in der Mitte 30 cm aufgebogen. Man stellte fest, daß das Sperrschütz nicht mit dem hydraulischen Antrieb verbunden war. Die übrigen Schütze wiesen keinen Schaden auf. Der Block wurde um 9.39 Uhr vom Netz getrennt. Die Inspektion des hydraulischen Antriebs ergab, daß die Verbindung zwischen dem Schütz und einer Hängelasche zerstört und das Schütz heruntergefallen war. Daraus ließ sich folgender Ereignisablauf ermitteln: Die hydraulischen Kräfte, die auftraten, als das Schütz herunterfiel, zerbrachen und deformierten das Schütz. Sie rissen es aus der Schützführung. Die Druckwelle zerbrach auch die Verschlußplatte und riß die Kabinentür auf. Eine Strömungsverringerung mit zugehöriger Absenkung des Wasserpegels in der Siebgrube trat nicht ein. Es wurde ein neues Einlauf-Sperrschütz hergestellt. Dieses wies eine verbesserte Konstruktion für die Befestigung des Schützes am Antrieb auf. Die gleichen Änderungen wurden auch am Auslauf-Sperrschütz durchgeführt.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 45, S. 21/22
IRS-Kurzinformation 69/115/A, 16.12.1969

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

Vorkommnis: Strahlenexposition

Eine Person wurde einer Strahlendosis von 2,5 rem ausgesetzt. Der Grund lag in unzureichender Information über den erforderlichen Strahlenschutz. Die betreffende Person hatte sich dreimal einer Strahlenexposition ausgesetzt, ohne nach jedem Mal das Strahlendosimeter zu überprüfen. Erst nach dem dritten Eintritt in den strahlengefährdeten Bereich wurde das Dosimeter abgelesen. Die Strahlenquelle, mit der die Person in Berührung kam, bestand aus der Korrosionsschicht auf der Innenseite des Hauptkühlsystems mit einer Dosisleistung von 6 rem/h.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C. 20545
ORNL-NSIC-87 Nr. 40523, S. 37,
August 1971

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

1. Vorkommnis: Steuerelementschaden

Nach einer längeren Liegezeit im Hafen von Hoboken, New Jersey, wurden die Steuerstäbe des Reaktors der NS Savannah entsprechend der Betriebsvorschrift verfahren. Der Reaktor lief während der Liegezeit unterkritisch und wurde auf niedrigen Temperaturen und niedrigem Druck gehalten. Durch das Verfahren der Steuerstäbe sollte verhindert werden, daß die Steuerstäbe klemmten. Bei den Arbeiten stellte man fest, daß sich der Steuerstab "A2" weder ein- noch ausfahren ließ. Das Hauptschütz der Stromversorgung für das Einzelstück des Steuerstabes "A2" wurde ausgebaut, gereinigt und wieder eingebaut. Hiernach funktionierte das Schütz. Weitere Untersuchungen zeigten, daß das Schütz eine Phase des Systems offenließ. Das fehlerhafte Schütz wurde ausgewechselt. Wegen der möglichen Auswirkungen auf die Sicherheit wurde jedoch ein ausgedehntes Prüfprogramm auch für die anderen Schütze eingeleitet. Der Strom für die Antriebsmotore der Steuerstäbe wird von einem Zweiphasentransformator geliefert, mit dreiadrigem Ausgang unter Verwendung eines gemeinsamen Nulleiters. Motorumkehr für das Ein- und Ausfahren des Steuerstabes wird durch Wechsel der Phasen herbeigeführt. Die Ergebnisse der Untersuchungen deuteten an, daß bei Unterbrechung einer der drei Adern der Motor als Einphasen-Einheit arbeiten kann. Die erforderliche Phasenverschiebung zum Anlaufen des Motors wurde durch die Wicklungsinduktivität des Gebläsemotors, der parallel zur Wicklung des Antriebsmotors liegt, verursacht. In jedem Fall lief der Antriebsmotor nicht an, sobald eine Zuleitung zu dem Gebläsemotor aufgehoben wurde.

Um den Betrieb der Antriebsmotore sicherzu-

stellen, wurde nach weiteren Versuchen eine unabhängige Stromversorgung der Gebläsemotore vorgesehen. Das gesamte elektrische System für die Steuerstabantriebe wurde überprüft, die Zweiphasenschütze sorgfältig untersucht.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 10, S. 30
IRS-Kurzinformation 69/25/A, 10.4.1969
USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C. 20545

2. Vorkommnis: Steuerelementschaden

Am 13.3.1969 wurde ein Leck in einem System des Sicherheitsbehälters vermutet. Der Füllstand im Ablaßtank für den Sicherheitsbehälter stieg an. Die Leckrate betrug etwa 4 l/h mit steigender Tendenz. Der Reaktor wurde abgeschaltet und in normaler Art und Weise abgekühlt. Aktivitätsmessungen an Proben aus dem Ablaßtank schlossen wegen der kleinen Meßwerte ein Leck des Primärsystems aus. Die Leckrate wuchs auf 170 l/h. Es wurden Leckagen an den Abschalt-Sperrvorrichtungen verschiedener Steuerstäbe festgestellt. 7 der 21 Stäbe zeigten Undichtigkeiten an der äußeren Packung des Sperrwassergehäuses. Die Störung ließ sich auf mehrere Ursachen zurückführen:

1. Alterung der Packung, die 1961 eingebaut wurde;
2. kürzlicher Betrieb mit dem Absperrventil in der Rückförderleitung der Sperrwasserdichtung in vorübergehend geschlossener Stellung mit der Folge, daß die Packung einem Druck von 127 bar ausgesetzt war;
3. kürzliche Steuerstaberprobung, die vorübergehend hohe Drücke auf die Packung aufbrachte.

Die Packungen wurden für alle 21 Steuerstäbe ersetzt. Es wurde Kontakt mit dem Hersteller der Packungen aufgenommen, um Empfehlungen bezüglich der Häufigkeit zukünftigen Packungsersatzes zu erhalten.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 17, S. 34
IRS-Kurzinformation 69/40/A, 9.5.1969

3. Vorkommnis: Pumpenschaden.

Am 11. Mai 1969 wurde ein sehr kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters vermutet. Auf das Leck war wegen der unerwarteten Zunahme des Füllstandes im Abblastank des Sicherheitsbehälters zu schließen (Leckrate ca. 40 l/d). Die Leckrate stieg. Man versuchte, das Leck zu isolieren. Alle Versuche, mit Ausnahme der Abschaltung einer Kühlmittelschleife, blieben erfolglos. Nachdem das Schiff vor Anker gegangen und die Anlage abgeschaltet war, führte man Untersuchungen innerhalb des Sicherheitsbehälters durch. Die Leckrate hatte inzwischen ca. 1 200 l/h erreicht, die Leckmenge Primärwasser betrug inzwischen ca. 14 m³.

Die Untersuchungen ergaben, daß ein Riß in der Gehäuse-Entlüftungsleitung an der Primärpumpe PS-P3 vorhanden war. Der Riß verlief in der Schweißnahtmitte und zog sich über 2 Drittel des Rohrumfanges hin. Ein ähnlicher Schaden war bereits am 27.11.1967 berichtet worden. Danach (1968) war eine neue Pumpe und eine neue Entlüftungsleitung installiert worden. Diese Maßnahme hatte sich nun als unzureichend erwiesen, so daß eine Verstärkung und bessere Halterung der Entlüftungsleitung vorgenommen und wegen aufgetretener Sekundärschäden erneut eine Ersatzpumpe eingebaut werden mußte.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 25, S. 77/8
IRS-Kurzinformation 69/66/A, 31.7.1969
und 70/22/A, 12.2.1970
USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
atw Bd. 14 (1969) Nr. 8, S. 377

4. Vorkommnis: Steuerelementscha-

Die Dichtpackung des Steuerstabes E3 gegen den Atmosphärendruck ließ bei herausgefahrenem Steuerstab eine geringe Leckage zu. Im eingefahrenen Zustand zeigte sich keine Leckage. Inspektion der Dichtpackungen ergab, daß nur 3 anstatt 4 Abstandsringe unter dem Antriebsring eingebaut waren. Es handelte sich um einen Wartungsfehler.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 39052, S. 31, August
August 1971

Anlage: Forschungsreaktor
Bauart: Argonautreaktor
Leistung: 10 kWth
Kritikalität: Februar 1957
Hersteller: Argonne National Laboratory
Betreiber: Argonne National Laboratory, Lemont/Ill.

Vorkommnis: Steuerelementscha-

Bei einer Inspektion wurde festgestellt, daß ein Gerät aus dem konventionellen Bereich des Reaktors funktionsunfähig war. Innerhalb des Gerätes wird durch ein magnetisches Bauelement ein Testschalter betätigt. Durch Oxydation eines Aluminiumstößels wurde dieses Bauteil festgehalten und gleichzeitig eine Schnellabschaltung verhindert. Ein neuer Stößel aus nichtmagnetisierbarem, rostfreien Stahl wurde eingebaut, die Testintervalle von einem Jahr auf ein Vierteljahr verkürzt.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C. 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 35026, S. 55,
August 1971

Anlage: Forschungsreaktor Babcock and Wilcox (BAWTR)
Bauart: Wasserbeckenreaktor
Leistung: 6 MWth
Kritikalität: Januar 1964
Hersteller: Babcock and Wilcox Co.
Betreiber: Babcock and Wilcox Co., Lynchburg/Va.

1. Vorkommnis: Aktivitätsfreisetzung

Am 28. 1.1969 wurde ein Leck in einer unterirdisch verlegten Kunststoffleitung für flüssige Abfälle gefunden. Die Leitung führt vom Forschungsreaktor zu den Abwassertanks. Das Leckabwasser gelangte in einen anderen, nicht für derartige Abwässer bestimmten Kanal. Messungen ergaben eine Aktivität von 2 Ci Co-60. Die Leitung wurde repariert, der kontaminierte Bereich eingezäunt.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 33025, S. 55,
August 1971

2. Vorkommnis: Instrumentierungsausfall

Die tägliche Überprüfung der Anlage deutete am 24.5.1969 an, daß drei von vier Schnellabschalt-Sicherheitskanälen nicht funktionierten. Die Instrumente zeigten keine Meßwerte an. Die Schnellabschaltung des log-N-Kanals wurde zweimal geprüft und arbeitete beide Male ordnungsgemäß. Auch bei langsamen Abschaltungen wurden keine Fehler festgestellt. Die Inspektion der Sicherheitskanäle durch Vertreter der Elektronikwerkstatt ergab, daß eine Röhre in dem Stabhalterverstärker einen internen Kurzschluß aufwies. Diese Röhre wurde ersetzt. Die folgende Überprüfung der Schnellabschaltung zeigte, daß alle Teile des Systems ordnungsgemäß funktionierten.

Nach dem Vorfall untersuchte man das Schalt-schema für den Stabhalterverstärker. Das Versagen der Röhre erklärte den Ausfall. Während des weiteren Betriebs der Anlage überdachte man einen Umbau des Stabhalterverstärkers, um die Auswirkungen eines Röhrenkurzschlusses zu begrenzen. Dabei stellte es sich heraus, daß

der Stabhalterverstärker unter besonderen Bedingungen keinen Schutz gegen Röhrenkurzschlüsse hatte. Am 2.7.1969 wurde die Schaltung geändert, um Schutz gegen Röhrenkurzschlüsse zu gewährleisten.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 30, S. 9/10
IRS-Kurzinformation 70/26/A, 3.2.1970

3. Vorkommnis: Ausfall Nachwärme-Abfuhrsystem

Am 3. September 1969 wurde der bei 25 kW arbeitende Reaktor von Hand abgeschaltet. Nach fünf Minuten hatte sich die Leitung zu einem über dem Reaktor gelegenen Flüssigkeitsbehälter, der zum Primär-Kühlkreislauf gehört, nicht geöffnet, obwohl die Kühlmittelpumpe abgeschaltet hatte. Der Flüssigkeitsbehälter soll mit seinem Inhalt über einen Naturumlauf-Kühlkreis die Nachwärmeabfuhr sicherstellen. Der hier aufgetretene Komponentenfehler führte nicht zu unsicheren Betriebsbedingungen.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
ORNL-NSIC-87 Nr. 35344, S. 55, August 1971

4. Vorkommnis: Steuerelementschaden; Aktivitätsfreisetzung;
Verstoß gegen Betriebsvorschriften

Die Babcock and Wilcox Co. erhielt von der AEC-Aufsichtsbehörde einen Brief, in dem festgestellt wurde, daß gewisse Tätigkeiten nicht in Übereinstimmung mit den Genehmigungsbedingungen ausgeführt worden waren. Der Brief bezog sich auf eine Inspektion, die vom 25. bis 27.6.1969 durchgeführt wurde. Im einzelnen wurden aufgeführt:

- Nach Abschaltung des Reaktors am 26.5.1969 fuhr ein Trimmstab nicht in den Kern ein.
- Die AEC wurde am 10.5.1969 nicht über die unbeabsichtigte Abgabe von 7 500 l radioaktiven Wassers informiert. Störfalluntersuchungen und Vorkehrungen gegen einen solchen erneuten Vorfall waren aus den Unterlagen nicht erkennbar.
- Das am 10.5.1969 abgegebene radioaktive Wasser wurde nicht auf die Konzentration radioaktiver Stoffe überprüft (Einhaltung der Grenzwertgeber?).

- Die Änderung an der Primärkühlmittel-Austrittsöffnung im Mai und Juni 1969 wurde nicht durch den Sicherheitsbeirat überprüft.
- Prüfvorschriften wurden nicht, wie es die technischen Spezifikationen vorschreiben, ausgearbeitet.
- Die Überschußreaktivität wurde seit 1963 nicht mehr gemessen.
- Störungen wurden mangelhaft untersucht.
- Die Vakuumbrechventile des Containments wurden ungenügend überwacht.

Die AEC verlangte eine Stellungnahme des Betreibers.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969), Nr. 35, S. 30/33
IRS-Kurzinformation 70/37/A, 12.3.1970

Anlage: Forschungsreaktor Buffalo (PULSTAR-BUFFALO)
Bauart: Wasserbeckenreaktor
Leistung: 1 MWth
Kritikalität: März 1961
Hersteller: American Machine and Foundry Co.
Betreiber: Western New York Nuclear Research Center Inc.,
Buffalo/N.Y.

1. Vorkommnis: Reaktivitätsstörung

Am 28.3.1969 wurde an einer Versuchseinrichtung ein Schaden festgestellt. Ein Unterwasser-Nasenstück, durch das eine Flugbahn für Neutronen zur Bestrahlungskammer geschaffen werden kann, wurde ausgeblasen. Dabei traten Blasen an einer Stelle des Nasenstückes aus. Aus dem Ort der Blasen wurde geschlossen, daß sich ein kleines Leck in einer Schweißnaht gebildet hatte.

Mit der Entdeckung wurde der Ausblasevorgang sofort unterbrochen und das Nasenstück erneut geflutet. Das Nasenstück durchdringt an keiner Stelle das Wasserbecken. Es stellt eine ausblasbare Box innerhalb des Wasserbeckens dar. Die Sicherheit des Reaktorbetriebes wird in keiner Weise beeinträchtigt, wenn das Nasenstück geflutet ist. Da die Reparatur des Nasenstückes sehr aufwendig wäre, wurden Sicherheitsüberlegungen zum Betrieb des Nasenstückes im leergeblasenen Zustand angestellt. Versuche und Messungen führten zu dem Ergebnis, daß der Reaktivitätseffekt, der durch das Leck bei ausgeblasenem Nasenstück auftritt, während des Betriebs leicht kontrolliert werden kann.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969), Nr. 16, S. 42
IRS-Kurzinformation 69/39/A, 7.5.1969

2. Vorkommnis: Kühlmittelverlust

Ab Anfang August 1969 mußte mit steigender Häufigkeit Wasser in das Wasserbecken des Reaktors nachgefüllt werden. Wasserproben wurden in den Zugängen zu beiden Seiten des Verzögerungstanks gesammelt und auf Aktivität überprüft. Es waren keine Hinweise auf Aktivität zu finden. Daraufhin wurde die Aufmerksamkeit auf den Wärmetauscher und auf interne Verluste gerichtet. Eine

Probe des Sekundärwassers (Kühlturm) zeigte ebenfalls keine Aktivität. Versuche zur Abschätzung der Verdampfungsraten von der Oberfläche des Wasserbeckens deuteten an, daß auch hier nicht die Ursache gesucht werden konnte. Auch die zulässige Leckage über die Pumpendichtungen hatte nicht wesentlich zugenommen.

Tests des Primärsystems wiesen auf eine Leckage in dem abgeschlossenen Teil des Systems hin. Die Lage konnte nicht genau bestimmt werden. Wasserproben wurden zusätzlich aus dem Schmutzwasser am Ende des Verzögerungstanks genommen. Sie zeigten keine Aktivität oberhalb des Untergrundes. Danach wurde auf ein Leck der im Erdreich liegenden Rohrleitungen geschlossen. Am 15.12.1969 wurde mit den Ausbesserungsarbeiten begonnen. Die Arbeiten bestanden aus der Ausgrabung des Verzögerungstanks und der Rohrleitungen, der Reparatur des Lecks und dem Bau einer Betonkammer für die vormals vergrabenen Komponenten. Damit sind zugleich Wiederholungsprüfungen und Überwachungen erleichtert.

Quelle: AECH Bd. 16 (1969) Nr. 1, S. 17/18
IRS-Kurzinformation 70/15/A, 19.1.1970

Anlage: Forschungsreaktor University of California
(UCBRR)

Bauart: TRIGA-Mark III-Reaktor

Leistung: 1 MWth (stationär)

Kritikalität: August 1966

Hersteller: Gulf General Atomic, Inc.

Betreiber: University of California, Berkeley/Calif.

Vorkommnis: Instrumentierungsstörung

Es wurden 9 Meßergebnisse bei unterschiedlichen Steuerstapstellungen an der Sicherheitskanalanzeige abgelesen. Die Linearkanalanzeige wurde auf 1 MW gestellt. Die Wasserbeckenaufwärmung betrug $7,3^{\circ}$ C/h (Sekundärkreis abgeschaltet) und zeigte, daß sich der Reaktor bei einer Leistung von 1 bis 0,9 MW befand. Die Anzeigen schwankten um Werte zwischen 84 und 106 %. Um die Reaktorgenehmigungsbedingungen zu erfüllen, mußten die Operateure den Sicherheitsgrenzwert stündlich nachjustieren. Dieses stellte keine gute sicherheitstechnische Vorgehensweise dar.

Die vorhandene Meßkammer, die sich etwa 15 cm unter dem Bodengitter befindet, könnte verlegt werden, arbeitet möglicherweise aber nicht. Eine zweite Meßkammer (kompensierte Ionenkammer anstatt Gammakammer) hätte einen zu kleinen Meßbereich, mit dem Pulse nicht aufgezeichnet werden konnten. Bereits im April 1968 wurde der Antrag auf Wechsel der Kammer gestellt.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 32465, S. 71,
August 1971

Anlage: Forschungsreaktor General Electric
Bauart: Tankreaktor
Leistung: 30 MWth
Kritikalität: Dezember 1958
Hersteller: General Electric Co.
Betreiber: General Electric Co., Pleasanton/Calif.

1. Vorkommnis: Steuerelementscha-
den

Während einer Überprüfung der Steuerstäbe gaben die Schalter, die "Stab eingefahren" und "Stab in Endstellung" melden, nicht die Schnellabschalt-Bestätigung. Die Steuerstäbe wurden be-
sichtigt und festgestellt, daß ein Stab nur teilweise eingefahren war. Der Stabantrieb wurde auseinandergenommen. Es wurde dabei ein kleines Stück Metall gefunden, das sich zwischen dem Boden des Stoßfängers und der Feder des Stoßfängers verklemmt hatte. Nach dem Zusammenbau funktionierte der Steuerstab wieder normal.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 43, S. 10
ORNL-NSIC-87, Nr. 37495, S. 56
August 1971

2. Vorkommnis: Steuerelementscha-
den

Am 7.10.1969 funktionierten alle Steuerstäbe bei einem Schnellabschalttest. Einen Tag später versagten alle 4 Stäbe. Alle Komponenten der Schnellabschaltung arbeiteten ordnungsgemäß bis auf eine Kupplung. Die Inspektion brachte ein kleines Metallstück zutage, das sich in der die Kupplung umgebenden Rohrmuffe befand. Nachdem das Bauteil gereinigt und wieder zusammenmontiert worden war, funktionierte es ordnungsgemäß. Seitdem wurden alle Rohrmuffen mit vier Löchern am unteren Ende versehen, die das Herausspülen von Fremdkörpern erleichtern. In der Zukunft wird bei den Reinigungsarbeiten am System besonderer Wert auf die Sauberkeit der obengenannten Teile gelegt.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969), Nr. 43, S. 3
ORNL-NSIC-87, Nr. 38164, S. 56,
August 1971

Anlage: Forschungsreaktor Geological Survey (GSTR)
Bauart: TRIGA-Mark I-Reaktor
Leistung: 1 MWth (stationär)
Kritikalität: Februar 1969
Betrieb bei
voller Leistung: März 1969
Hersteller: Gulf General Atomic Inc.
Betreiber: U.S. Departement of the Interior, Geological
Survey, Denver/Colo.

Vorkommnis: Brennelementscha-
den

Bei Anfahrversuchen mit 1 MW fiel die Temperatur an dem mit Instrumenten versehenen Brennelement im B-Ring von 510° C auf 360° C ab. Dieses geschah in einem Zeitraum von 4 Wochen. In der Folgezeit wurden die Temperaturen über einen 80-Stunden-Lauf registriert. Die beobachteten Spitzentemperaturen fielen bei einer Serie von 3- μ -Pulsen ab. Das Element wurde während des Leistungsbetriebs gedreht. Die Tests ließen den Schluß zu, daß am Anfang der Versuche der Abstand Brennelementhülle - Brennstoffe größer als üblich gewesen sein muß und dieses zu dem Abfall bei dem Pulsbetrieb führte. Die Temperaturen wurden weiterhin fortlaufend gemessen.

Quelle: Clearinghouse for Federal Scientific
and Technical Information, Springfield,
Va., 22151
ORNL-NSIC-87, Nr. 34861, S. 71,
August 1971

Anlage: Forschungsreaktor Gulf General Atomic
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: Steuerelementscha-
den

Am 7.3.1969 verursachte ein Energieausfall eine Schnellabschaltung. Ein Stab (§ 2.40) fiel nur ca. 10 cm ein. Die übrigen 4 Stäbe fielen normal ein und erreichten § 3.30. Nach der anschließenden Abschaltung des Reaktors wurden 6 Elemente aus dem Kern herausgenommen. Am 10. März wurde der Stabantrieb demontiert. Man fand eine Abdeckscheibe, die zwischen der Laufbuchse und dem Schaft des Stabes klemmte. Diese Abdeckscheibe ging zuvor bei einer Wartungsarbeit verloren und wurde nicht wiedergefunden. Man baute ein Ersatzteil ein.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 32467, S. 72,
August 1971

2. Vorkommnis: Steuerelementscha-
den

Bei Annäherung an den kritischen Zustand des Reaktors beobachtete der Operateur, daß der Regelstab mit dem Zahnstangenkontrollstab nicht von dem Stabhubmagneten aus der Bodenposition herausgezogen worden war. Eine Schnellabschaltung wurde von Hand ausgelöst und der Transientstab-Zylinder heruntergefahren. Der Reaktor wurde teilweise entladen. Man unterbrach die Magnetkreise aller Steuerstäbe, bis auf den Kreis des fraglichen Stabes. Man fand heraus, daß die Führung des einen Stabes wegen mangelnden Lagerspieles unbeweglich war.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 47803, S. 72,
August 1971

Anlage: Forschungsreaktor Gulf General Atomic (ATPR)
Bauart: TRIGA-Mark F-Reaktor
Leistung: 1 MWth (stationär)
Kritikalität: November 1961
Hersteller: General Dynamics Corp./General Atomic Division
Betreiber: Gulf General Atomic Ind., San Diego/Calif.

1. Vorkommnis: Steuerelementscha-
den

Nach einem Puls, der am 24.6.1969 gegen 17.00 Uhr durchgeführt wurde, stellte man fest, daß der Stabantrieb für einen Brennstoffolgestab nach dem Puls nicht automatisch einfuhr. Der Abschaltknopf für den Stab wurde manuell betätigt; der Antrieb zeigte keine Reaktion. Alle anderen Stäbe zeigten die Stellung "ganz unten" an. Die Inspektion des Stabes zeigte, daß dieser 10 - 12 cm oberhalb der voll eingefahrenen Stellung steckengeblieben war. Durch Anstoßen der Kupplungsstange des Steuerstabes ließ sich dieser einfahren. Man untersuchte die umgebenden Brennstoffelemente im Hinblick auf ordnungsgemäße Ausrichtung und ordnungsgemäßen Sitz. Mit Ausnahme des Brennelementes E-5 befanden sich alle in ordnungsgemäßer Position. Brennelement E-5 wurde ausgerichtet. Nach der Korrektur der Ausrichtung dieses Brennelements fiel der Steuerstab während der folgenden Erprobungen frei und voll in den Kern ein. Die Abschaltreaktivität war trotz des nicht voll eingefahrenen Stabes bereitgestellt. Die Ursache der Nichtausrichtung des einen Brennelementes ließ sich nicht ermitteln.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 29, S. 41
IRS-Kurzinformation 69/69/A, 6.8.1969

2. Vorkommnis: Steuerelementscha-
den

Bei einer turnusmäßigen Überprüfung des Reaktorsystems wurde am 3.7.1969 bemerkt, daß die Betätigung der Abschaltung nicht zum regelmäßigen Fall des Pulsstabes führte. Nach mehreren Prüfungen wurde festgestellt, daß kontinuierlich Luft in den Pulsstabzylinder gelangte, und zwar so lange, wie die Stromversorgung des Schaltpultes eingeschaltet war. Ein ausgefallenes Relais stellte die Ursache

dar. Die eingeschaltete Stromversorgung regte sofort und über die Einschaltdauer anhaltend ein Magnetventil an. Nachdem das Relais ersetzt wurde, verhielt sich der Pulsstab bei Abschaltung ganz normal. Der Relaisausfall konnte sich, so stellte man nach den Unterlagen fest, nur auf die Funktion des Pulsstabes auswirken.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 30, S. 11
IRS-Kurzinformation 70/28/A, 4.2.1970

3. Vorkommnis: Steuerelementscha-den

Nach einem Puls wurde am 4.9.1969 um ca. 17.00 Uhr bemerkt, daß der Regelstab nicht in den Reaktorkern einfuhr. Die übrigen Stäbe funktionierten normal. Trotz des nicht eingefahrenen Regelstabes wurde die Abschaltreaktivität von § 2,21 bereitgestellt.

Als Ursache für das Versagen des Stabes wurde eine Fehlanordnung der umgebenden Brennelemente ermittelt. Für die Fehlanordnung der Brennelemente wiederum sind wahrscheinlich die Beschleunigungskräfte, die während des Pulses mit hohem Luftdruck auftreten, verantwortlich.

Es wurden viele Tests und Messungen bezüglich der Beschleunigungskräfte gemacht. Die Beschleunigungskräfte lassen sich mit einer Senkung des Luftdruckes herabsetzen. Das Verhalten anderer Stoßdämpfer wurde getestet. Der routinemäßige Betrieb wurde mit vermindertem Luftdruck fortgesetzt. Um einen definierten Puls hervorzurufen, wird jedoch ein höherer Druck benötigt, um eine gefährliche oder unsichere Situation nicht entstehen zu lassen.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 39, S. 15/16
IRS-Kurzinformation 69/95/A, 31.10.1969

Anlage: Forschungsreaktor Horace Hardy Lester
(AMRR/HHLR)

Bauart: Wasserbeckenreaktor

Leistung: 1 MWth

Kritikalität: Juni 1960

Hersteller: US Army Materials Research Agency/Bendix
Aviation Corp./Vara Construction Inc.

Betreiber: US Army Materials Research Agency, Watertown/Mass.

1. Vorkommnis: Brennelementscha- den

Am 6.5.1969 nach Beendigung eines Versuches sollten die Brennelemente nacheinander hochgezogen werden, um sie visuell auf Fremdkörper zu untersuchen. Die betreffenden Elemente waren nur bei geringer Leistung benutzt worden, hatten demzufolge nur geringe Aktivität (5 mrem/h an der Oberfläche). Beim Hochheben des Brennelementwerkzeuges mit dem Brennelement N-19 stieß der Operateur mit dem oberen Ende an den hölzernen Laufsteg am Hallenkran. Das Element löste sich aus dem Werkzeug und fiel in das 9 m tiefe Becken. Es berührte keine weiteren Komponenten. Es wurden Schweißnähte beschädigt und Materialteile abgeschert. Die untere Passung wurde um etwa 22 mm in das Element hineingetrieben, die Führungskante der unteren Passung etwas gestaucht. Radioaktives Material wurde nicht freigesetzt, unzulässige Strahlenexposition des betroffenen Personals trat nicht ein. Ursachen waren:

1. menschliches Versagen, da das Werkzeug gegen den Laufsteg des Krans gefahren wurde;
2. falsche Konzeption des Werkzeuges, das bei einem derartigen Stoß das Brennelement freigibt.

Nach dem Vorfall wurde das Werkzeug umgebaut, so daß zum Lösen des Elements ein besonderer Handgriff des Operateurs erforderlich ist. Weiterhin wurde das Personal wiederkehrend an extreme Sorgfalt beim Umgang mit Brennelementen erinnert.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 24, S. 20/21
IRS-Kurzinformation 69/56/A, 25.6.1969

2. Vorkommnis: Verstoß gegen Betriebsvorschriften

Am 20.8.1969 führte menschliches Versagen dazu, daß der 1-MW-Wasserbeckenreaktor 90 s lang mit 2,15 MW gefahren wurde. Der Schichtleiter, ein erfahrener Operateur, wollte die kompensierte Ionisationskammer für den log-N-Kanal verstellen. Die log-N-Kammer war zuvor mit der Linear-Kammer vertauscht worden. Man hatte die Vertauschung eingetragen. Der Operateur wußte aber nichts von diesem Vorgang. Als er die Linear-Kammer, in der Annahme, es wäre die log-N-Kammer, an eine unempfindlichere Stelle hochfuhr, stellte die automatische Regelung eine negative Abweichung vom festgelegten Leistungspunkt fest und versuchte sie zu kompensieren. Der Operateur am Schaltpult informierte den Schichtführer, daß die log-N-Anzeige zunahm. Der Schichtführer setzte die Kammer fest und schaltete den Reaktor ab. Gefährliche Auswirkungen traten nicht ein. Um einer Wiederholung vorzubeugen, wurden folgende Dinge festgelegt:

1. Änderung der Beschilderung entsprechend der Buchführung,
2. Unterrichtung der Schichtführer, das Logbuch zu überprüfen, wenn Nicht-Routinearbeiten zu erledigen sind,
3. Anweisung an die Operateure, den Reaktor auf Handbetrieb zu schalten, wenn Verstellen der Kammern erforderlich ist.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 50, S. 12
IRS-Kurzinformation 70/8/A, 16.1.1970

3. Vorkommnis: Aktivitätsfreisetzung

Abwässer niedriger Aktivität flossen aus einem Rückhaltetank aus und versickerten im Boden. Die Aktivität betrug 10 μ Ci. Es entstand keine Gefahr. Das Leck wurde repariert.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 40494, S. 54
August 1971

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.

1. Vorkommnis: Stauerelementschaaden

Am 10.9.1969 wurde von der University of Illinois über den Bruch in der Schweißverbindung des schnellen Pulsstabes berichtet. Der Bruch ereignete sich direkt oberhalb des Absorberabschnittes des schnellen Puls- und Steuerstabes. Dadurch blieb der Stab im Kernbereich stecken, als das Verbindungsteil durch Luftdruck ausgefahren werden sollte. Das Versagen wurde an der Instrumentierung festgestellt. Da eine visuelle Beobachtung der beweglichen Pulsstabteile nicht möglich war, wurde der Reaktor abgeschaltet, das Antriebsgehäuse demontiert und nach dem Schaden gesucht. Nachdem anfangs die eigentliche Schadensursache nicht entdeckt wurde, fand man nach völligem Zerlegen der Stabanordnung den Bruch der Schweißverbindung. Die untere Steuerstabanordnung wurde durch eine neue ersetzt, da der Schaden irreparabel war. Der neue Stab wurde mit einer dickeren Hülle versehen. Da der Schaden den Absorberabschnitt des Steuerstabes im Kernbereich betraf, berührte dieses Vorkommnis keine Sicherheitsbelange.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 39, S. 16/17
IRS-Kurzinformation 69/96/A, 31.10.1969

2. Vorkommnis: Stauerelementschaaden

Der Steuerstab fuhr selbständig aus, da die Schrauben, welche die obere und untere Baugruppe des Stabantriebs zusammenhalten, abgefallen waren. Bereits früher mußte die Verbindung der Teile überprüft werden, da ein Fluchtungsfehler durch lose Schrauben entstanden war. Die Schrauben wurden durch längere ersetzt. Es wurde eine Sicherung gegen selbständiges Lösen der Schrauben angebracht. Die Aufwärtsbewegung des Stabes

kam durch ungenügendes Austarieren der Steuer-
stabgegengewichte zustande. Die Gegengewichte
wurden ordnungsgemäß tariert.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 33, S. 25
ORNL-NSIC-87, Nr. 37491, S. 73,
August 1971

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: Behälterleckage

Bei der Überprüfung des Verzögerungstanks wurde festgestellt, daß die in der Betriebsgenehmigung festgelegte Leckrate überschritten wurde. Die zulässige Tankleckrate war zu 1,7 %/d des eingeschlossenen Luftvolumens bestimmt worden.

Die Oberfläche des Verzögerungstanks war im Sommer 1967 mit einer glasfaserverstärkten Beschichtung versehen worden. Eine routinemäßige Leckratenprüfung des Verzögerungstanks ergab nach 12 Stunden, daß die Leckrate 6 %/d des freien Luftvolumens war. Weitere Untersuchungen ergaben, daß die glasfaserverstärkte Beschichtung längs der Behälterdecke versagt hatte. Die obere Fläche des Verzögerungstanks wurde erneut mit einer glasfaserverstärkten Beschichtung versehen. Glasfaserlagen wurden dort von der Decke entfernt, wo sie nicht fest mit dem Beton verbunden waren. Neue Lagen aus Vlies und Kunstharz wurden aufgebracht.

Quelle: AECH Bd. 15 (1919) Nr. 10, S. 30/31
IRS-Kurzinformation 69/26/A, 10.4.1969

Anlage: Forschungsreaktor University of Maryland
(UMR/UMNE-1)

Bauart: Wasserbeckenreaktor

Leistung: 10 kWth

Kritikalität: Dezember 1960

Hersteller: Allis Chalmers Manufacturing Co.

Betreiber: University of Maryland, College Park/Md.

1. Vorkommnis: Regelungsstörung

Am 7.3.1969, als der Reaktor auf automatischen Betrieb mit 9,8 kW für Abschirmungsuntersuchungen lief, berührte ein Experimentator zufälligerweise das Schaltpult. Die automatische Regelung begann den Regelstab kontinuierlich herauszuziehen. Bei 11 kW wurde der Stab von Hand eingefahren, aber sobald der Steuerschalter losgelassen in seine normale Stellung zurückkehrte, wurde der Regelstab wieder herausgefahren, so daß bei Erreichen von 12 kW ein Zwangseinfahren eintrat. Das Zwangseinfahren wurde korrigiert und der Reaktor dann zu normalem Betrieb zurückgeführt. Der oben angegebene unerwartete Betrieb ereignete sich innerhalb von Bruchteilen einer Minute. Abhilfe wurde geschaffen; ein Schild wurde in der Schaltwarte aufgestellt, auf dem stand: "Schaltpult nicht berühren". Die Sicherheit war zu keinem Zeitpunkt gefährdet.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 25, S. 13/14
IRS-Kurzinformation 69/69/A, 27.8.1969

2. Vorkommnis: Verstoß gegen Betriebsvorschriften

Am 16.5.1969 war der Reaktor in Betrieb für Bestrahlungsarbeiten im Zusammenhang mit der Promotionsarbeit eines Studenten. Um 15.55 Uhr wurde ein verdächtiges Verhalten des Studenten bemerkt, der versuchte, eine bestrahlte Probe in seiner Tasche fortzutragen. Der Student verweigerte die Identifizierung der Probe. Daraufhin wurde der Reaktor um 16.00 Uhr abgeschaltet.

Der Neutronenfluß im Versuchsbereich betrug $10^5 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$. Das führt nur zu prompter Gammastrahlung aus den Auffängern, die Auffänger selbst werden nicht radioaktiv. Nachrechnungen

zeigten, daß keine Gefährdung der Sicherheit gegeben war. Am 12.6.1969 wurden Auffänger im Schreibtisch des Studenten gefunden. Durch den Strahlenschutzverantwortlichen wurden Dosisleistungsmessungen vorgenommen. Die Proben zeigten keine Radioaktivität. Der Rest der Auffänger befindet sich im Reaktorgebäude und ist ebenfalls unaktiv.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 25, S. 13/14
IRS-Kurzinformation 69/69/A, 27.8.1969

Anlage: Forschungsreaktor Massachusetts Institute of
Technology (MITR)

Bauart: Tankreaktor

Leistung: 1 MWth

Kritikalität: Juli 1958

Hersteller: ACF Industries Inc.

Betreiber: Massachusetts Institute of Technology,
Cambridge/Mass.

1. Vorkommnis: Scramausfall

Am 14.7.1969 wurde während der stündlichen Instrumentenablesung bemerkt, daß sich der Anzeige entsprechend eine Verminderung der D_2O -Strömung von 76 l/min eingestellt hatte. Das Anzeigegerät, ein Schreiber, wurde überprüft. Die Temperatur- und Druckanzeigen für das D_2O -System waren normal. Die Elektroniküberwachung stellte fest, daß ein Abgleichmotor im Schreiber versagt hatte. Nach der Ermittlung dieser Ursache wurde der Reaktor sofort abgeschaltet.

Die D_2O -Strömung wurde durch eine Düse am Reaktoreintritt gemessen. Die gemessenen Differenzdrücke wurden in ein elektrisches Signal umgewandelt. Das elektrische Signal der Meßstelle wurde innerhalb des Schreibers über einen Verstärker und einen Abgleichmotor in die Schreibfederbewegung umgesetzt. Einnockengesteuerter Mikroschalter, der an der Schreibfeder angebracht war, löste bei Unterschreitung von $420 \text{ m}^3/\text{h}$ D_2O -Strömung die Reaktorabschaltung aus. Der Ausfall des Abgleichmotors hob diesen Abschaltenschutz für insgesamt 19 Minuten auf, da eine Strömung von $420 \text{ m}^3/\text{h}$ vorgetäuscht wurde. Tatsächlich trat aber während dieser Zeit keine Änderung der normalen Strömung ein.

Die Temperaturdifferenz über dem Kern, die sehr empfindlich auf Strömungsänderungen reagiert, blieb während dieser Zeit konstant und zeigte somit, daß keine Durchflußänderung stattgefunden hatte. Auch weitere Druckschalter innerhalb des Systems hätten bei Strömungsverminderung einen Druckabfall angezeigt.

Es wurden Maßnahmen getroffen, welche die Auswirkungen eines derartigen Störfalles verminderten. U.a. wurde die Möglichkeit eines Druckdifferenzschalters, der direkt an der Düse in-

stalliert werden sollte, untersucht. Damit wäre eine Störfallmeldung unabhängig von der Funktion des Schiebers.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 31, S. 15
IRS-Kurzinformation 70/36/A, 19.3.1970

2. Vorkommnis: Schieberausfall

Nach der Abschaltung des Reaktors führte ein Schließsignal während der Anfahrttests am 22.9.1969 nicht zum Schließen eines Absperrschiebers. Dieses Versagen war bereits Monate zuvor aufgetreten. Das System wurde erneut inspiziert. Es wurde kein Grund für das Versagen des Schiebers gefunden, auch die Fehlfunktion konnte nicht reproduziert werden. Nach dem Wiedereinbau wurde entschieden, den Absperrschieber in kurzen Testintervallen auf die Funktion zu überprüfen. Erfolgreiche Tests wurden bis zum 23.9.1969 durchgeführt. Dann versagte der Schieber abermals. Daraufhin schaltete man den Reaktor ab.

Das Magnetventil, das zur Regelung des Schiebers dient, wurde ausgebaut. Es war erst am 2.8.1969 installiert worden, nachdem das alte, als Fehlerursache für einen Sperrschieberausfall erkannt, demontiert worden war. Das am 2.8.1969 montierte Ventil stellte ein neues Modell des Herstellers dar. Das defekte alte Magnetventil hatte man derzeit zur Reparatur dem Hersteller zugesandt. Dieses Ventil kam am Nachmittag des 23.9.1969 vom Hersteller in standgesetzt zurück. Umgehend baute man es wieder in den Sperrschieber ein. Bei den folgenden Funktionsprüfungen zeigte sich, daß dieses Ventil viel gleichmäßiger arbeitete als das aus der neuen Modellserie. Der Reaktor wurde wieder in Betrieb genommen. Es zeigten sich bei den weiterhin durchgeführten Tests keine Ausfälle mehr.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 41, S. 38
IRS-Kurzinformation 70/23/A, 11.2.1970

Anlage: Forschungsreaktor Michigan State University
Bauart: TRIGA-MARK-I-Reaktor
Leistung: 250 kWth (stationär)
Kritikalität: März 1969
Hersteller: Gulf General Atomic Inc.
Betreiber: Michigan State University, East Lansing/Mich.

1. Vorkommnis: Ausbeulung Tankboden

An dem Forschungsreaktor wurde am 30.10.1969 während einer routinemäßigen täglichen Überprüfung der Steuerstabstellung festgestellt, daß sich im Laufe der vergangenen Woche die Lage des Bodens am Reaktortank um etwa 3 mm nach unten verlagert hatte. Es konnte nicht festgestellt werden, ob die Ausbeulung plötzlich oder über längere Zeit erfolgte.

Die Ursache der Tankausbeulung war nicht bekannt. Während der Reaktormontage wurde beobachtet, daß sich der Tankboden nach oben gebeult hatte. Nach dem Füllen des Tanks mit Wasser wurde der Boden vermessen und eine nach unten gerichtete Ausbeulung festgestellt. Offensichtlich hatte sich die Ausbeulung beim Befüllen des Tanks nicht vollständig zurückgebildet.

Eine Sicherheitsanalyse, die zur Zeit der Reaktormontage durchgeführt wurde, ergab, daß selbst eine plötzliche Ausbeulung des Bodens bis zu 35 mm keine Einschränkung der Sicherheit bedeuten würde.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 50, S. 12/13
IRS-Kurzinformation 70/9/A, 16.1.1970

2. Vorkommnis: Steuerelementscha- den

Am 19.12.1969 sollte der Reaktor nach 8stündigem Betrieb abgeschaltet werden. Der "Aus"-Knopf für den Pulssicherheitsstab wurde an der Schaltleiste nicht freigegeben. Er klemmte. Der Pulsstab fiel infolgedessen nicht ein. Ein Druck auf den "Ein"-Knopf ließ den Stab einfahren. Nachdem der Knopf jedoch losgelassen wurde, fuhr der Stab, bedingt durch den klemmenden "Aus"-Knopf, wieder heraus. Schließlich wurde der

"Ein"-Knopf 15 bis 20 s niedergehalten. Das führte zur Freigabe des "Aus"-Knopfes. Der Reaktor ließ sich trotz des Vorfalles abschalten, da zwei weitere Steuerstäbe ordnungsgemäß einfielen.

Der "Aus"-Knopf konnte aufgrund zweier Vorgänge klemmen:

1. mechanisches Klemmen,
2. durch Hysterese verbliebene Magnetisierung des Elektromagnetkerns. (Der "Aus"-Knopf wird durch eine elektromagnetische Spule gehalten. Der Stromkreis für diese Spule war ordnungsgemäß unterbrochen).

Welcher Grund der ausschlaggebende war, konnte nicht geklärt werden. Schalter und Spulenordnung wurden auseinandergelöst, gereinigt und wieder zusammengesetzt. Bei der Erprobung des Stabantriebes konnte der Effekt nicht reproduziert werden. Ein Ersatzschalter wurde bestellt und später eingebaut.

Quelle: AECH Bd. 16 (1969) Nr. 2, S. 5/6
IRS-Kurzinformation 70/17/A, 22.1.1970

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

1. Vorkommnis: Ausfall Notstrom-Dieselmotor

Am 4. Januar 1969 waren vier von insgesamt 6 elektrischen Heizgeräten im Turm ausgefallen. Das Kühlwasser im zur Notstromversorgung eingesetzten Gasmotor fror und sprengte den Rohrverteiler. Wasser verursachte den Kurzschluß eines automatischen Schalters zur Umschaltung der Versorgungsschienen. Dieser Störfall ereignete sich während der Wochenend-Abschaltung.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C. 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 31305, S. 58,
August 1971

2. Vorkommnis: Regelungsstörung

Am 29. Januar 1969 begann der Regelstab, der auf automatische Steuerung genommen war, hin- und herzufahren. Die automatische Steuerung hält die Leistung normalerweise innerhalb von $\pm 0,5$ %. Durch einen Kurzschluß in einem Verstärker wurde die Steuerung funktionsuntüchtig. Nachdem der Operateur sich von dem einwandfreien Lauf im Handbetrieb überzeugt hatte, versuchte er nochmals, auf automatischen Betrieb umzuschalten. Wegen des defekten Bauelements wurde Schnellabschaltung ausgelöst. Die Operateure wurden angewiesen, derartige Prüfungen während des Reaktorbetriebs zu unterlassen.

Am 7. Februar wurde nochmals eine Schnellabschaltung ausgelöst, da die Isolierung einer Leitung des Steuerstabantriebs C beschädigt und ein Erdschluß entstanden war.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 33028, S. 59
August 1971

3. Vorkommnis: Aktivitätsfreisetzung

Am 10. April 1969 wurde der zulässige Grenzwert für die Argon-41-Abgabe überschritten. Ein Rohrverbinder zu den Strahlrohren des Reaktors hatte ein Leck, was zur Folge hatte, daß Wasser unbeabsichtigt aus diesem Rohr auslief. Ein Reaktoroperator überprüfte die Strahlrohröffnung und drückte bei der Wiederauffüllung des Rohres die im Strahlrohr enthaltene Luft in das aktive Abluftsystem und auf diese Weise aus dem Kamin. Der Reaktor hatte drei Tage lang bei 5 MW gearbeitet, weshalb die Argon-41-Aktivität in der Luft hoch war. Für 7,5 Minuten betrug die Kaminkonzentration $1,53 \cdot 10^{-4}$ uCi/ml.

Das Ereignis wurde durch Überschreiten des Aktivitätsgrenzwertes in der Kaminabluft und einer wesentlichen Änderung in der Anzeige der Neutronendetektoren in der Nähe der Strahlrohre entdeckt. Der Reaktor wurde abgeschaltet, bis die Ursache bestimmt werden konnte. Das Strahlrohr wurde geleert und das Leck in dem Rohrverbinder repariert. Unzulässige Personexpositionen wurden nicht beobachtet. Seitdem wird der Zustand der Strahlrohröffnungen häufiger überprüft.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969)Nr. 18, S. 19
IRS-Kurzinformation 69/45/A, 20.5.1969

4. Vorkommnis: Brand; Aktivitätsfreisetzung

Während einer Abschaltung des Reaktors zu Wartungszwecken wurden am 9.7.1969 die Aerosolfilter im Abluftsystem des Raumes für die mechanische Ausrüstung des Reaktors gewechselt. Mehrere Schrauben des Abschlußdeckels konnten nicht mit dem Schraubenschlüssel entfernt werden. Der Mechaniker schnitt die Schraubenbolzen mit dem Schneidbrenner ab. Die Wärme wurde über das Metallgehäuse den Filtern zugeleitet und entzündete sie. Das Feuer konnte schnell gelöscht werden. Es entstanden keine Strahlungs- und Kontaminationsprobleme. Am 13.7.1969 wurden neue Filter eingebaut. Das Personal wurde, veranlaßt durch den Vorfall, über die Gefahr der Verwendung eines Schneidbrenners in der Nähe brennbaren Materials informiert.

In der Zeit vom 7. bis zum 13.7.1969 wurde der Reaktor 4 Stunden im wesentlichen mit Nullleistung zu Versuchszwecken gefahren. Während der Zeit befanden sich keine Filter im Abluft-

system. Der Betrieb ohne Filter ist verboten. Es wurden Maßnahmen ergriffen, die eine Wiederholung des Vorfalles unterbinden.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 50, S. 13
IRS-Kurzinformation 70/10/A, 16.1.1969

5. Vorkommnis: Steuerelementscha- den

Am 10.10.1969 wurde der Steuerstab "C" voll herausgezogen und einer Schnellabschaltung unterworfen, um die Fallzeit zu messen. Der Stab fiel normal ein und der Steuerstabantrieb begann nachzufahren, um den Stellungsanzeiger nachzusetzen und den Steuerstab in Kontakt mit dem Abschaltmagneten zu bringen. Der Antriebsmotor stoppte auf diesem Weg. Die Untersuchung des Motors ergab, daß die Welle klemmte. Der Antrieb wurde ausgewechselt. Die Inspektion des Motors zeigte, daß offensichtlich durch einen Fremdkörper, der zwischen Stator und Rotor gelangt war, eine Lamelle verbogen worden war. Die Lamelle wurde gerichtet. Der Motor wurde anschließend als zufriedenstellend arbeitend befunden. Der Ausfall des Motors stellte keine Sicherheitsgefährdung dar.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 45, S. 23
IRS-Kurzinformation 69/114/A, 16.12.1969

6. Vorkommnis: Instrumentierungsausfall

Am 13.11.1969 fiel einer der 3 Leistungsbereichsmonitore, der Kanal 6 der nuklearen Instrumentierung, von 100 % auf 0 % ab. Der Operateur veranlaßte sofort Stabeinfahrt, um den Reaktor abzuschalten. 10 s nach Stabeinfahr-Beginn kehrte die Anzeige an Kanal 6 zu ihrem Normalwert zurück. Der Reaktor wurde dennoch abgeschaltet, die Instrumentierung überprüft und für ordnungsgemäß arbeitend befunden. 14 Stunden nach Inbetriebnahme tauchte das gleiche Problem wieder auf. Der Reaktor wurde abermals abgeschaltet. Die Anzeige erschien nach kurzer Zeit wieder. Eine sorgfältige Überprüfung ließ auf ein sporadisches Versagen einer Komponente in dem Gleichstromverstärker schließen. Die Verstärkereinheit wurde ersetzt und der Instrumentenkanal 6 überprüft. Danach arbeitete der Reaktor, ohne daß wieder ein ähnliches Problem auftrat. Versuchsstandprüfungen des Verstärkerteiles zeigten den Defekt eines Transistors. Dieser wurde ersetzt. Danach arbeitete die Verstärker-

einheit wieder normal.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 50, S. 13
IRS-Kurzinformation 70/10/A, 16.1.1969

7. Vorkommnis: Instrumentierungsausfall

Bei dem allwöchentlichen Test des Ortsdosismaßsystems für den Kontrollbereich wurde ein Kurzschluß festgestellt. Nur einer von sieben Meßkanälen arbeitete. Zwei Kanäle, die die Verbindung zum Reaktorsicherheitssystem herstellen, waren funktionsuntüchtig. Der Reaktor lief zu der Zeit nicht.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 31305, S. 58
August 1971

Anlage: Versuchsreaktor Molten Salt Reactor
Experiment (MSRE)

Bauart: Salzschnmelzenreaktor

Leistung: 10 MWth

Kritikalität: 1964

Hersteller: Oak Ridge National Laboratory

Betreiber: USAEC/Oak Ridge National Laboratory,
Oak Ridge/Tenn.

Vorkommnis: Ventilstörung

Das Durchbrennen einer Sicherung zwischen der 13,8-kV-Anlage und dem 480-V-Transformator rief eine automatische Abschaltung hervor. Die Notstrom-Dieselmotoren wurden angefahren. Als trotzdem die Anlage nicht wieder betriebsbereit wurde, fanden die Operateure ein überlastetes Relais, das nicht richtig angesteuert war. Der Ausfall der einen Energieleitung hatte die beiden übrigen überlastet. Somit war im Kontrollraum das Relais nicht umgesetzt worden. Daraufhin "taute" das Brennstoff-Ablas-Ventil und entließ das Brennstoffsalz in die Lagertanks. Um den Folgen eines zukünftigen Energieausfalls vorzubeugen, wurde das Ablasventil mit einer Luftkühlung versehen, die das Auftauen verhindern soll.

Quelle: ORNL, Incident Report No. 69-2,
May 20, 1969
ORNL-NSIC-87, Nr. 34909, S. 60,
August 1971

Anlage: Forschungsreaktor Northrop (TRIGA-F-NOR)
Bauart: TRIGA-MARK F-Reaktor
Leistung: 1 MWth (stationär)
Kritikalität: März 1963
Hersteller: General Dynamics Corp./General Atomic Division
Betreiber: Northrop Corp., Hawthorne/Calif.

1. Vorkommnis: Scramausfall

Bei einer Überprüfung vor dem Anfahren des Reaktors wurde die Funktionsunfähigkeit aller automatischen Abschaltkreise festgestellt. Untersuchungen zeigten, daß einer der Abschalt-Rückstellschalter in Normalstellung offen war und damit die gemeinsame Rückleitung für alle 6 automatischen Abschaltrelais unterbrach. Das führte zu einer nicht betriebsfähigen "fail-safe"-Bedingung. Der schadhafte Schalter wurde ersetzt und die automatische Abschaltmöglichkeit wiederhergestellt. Die Analyse des Schaltkreises zeigte, daß ein Versagen der Stromversorgung für das Abschaltrelais bei jedem der Abschalt-Rückstellschalter zum Verlust der automatischen Abschaltfähigkeit führen würde.

Um diese unzulässigen Bedingungen zu ändern, wurde ein neues Relais in den Schaltkreis eingebaut. Das neue Relais wird durch die Stromversorgung für das Abschaltrelais über einen Spannungsteiler angeregt. Ein Satz Kontakte wurde verwendet, um die Magnetkraft für die normalen Steuerstäbe im Falle eines Versagens der Stromversorgung für die Abschaltrelais oder eines Abschalt-Rückstellschalters zu unterbrechen. Ein anderer Satz von Kontakten wurde für eine Signallampe verwendet, der die Anregung des Relais anzeigt.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 32, S. 20
IRS-Kurzinformation 69/87/A, 9.9.1969

2. Vorkommnis: Steuerelementschaden

Der Operateur beobachtete, daß die Steuerstab-Stellungsanzeige festgefahren war. Eine Überprüfung des Steuerstabaufbaus ergab, daß eine Zahnstange und ein Ritzel zerstört worden waren. Die entsprechenden Teile wurden ausgebaut. Man

entdeckte Fremdstoffe an den unteren Nylon-Spannröhren und den Anschlägen. Die Teile wurden mit Alkohol und Methyl-Äthyl-Keton gereinigt. Hiernach baute man den instandgesetzten Antrieb wieder zusammen und nahm ihn vorsichtig in Betrieb.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 34, S. 10
ORNL-NSIC-87, Nr. 37496, S. 74,
August 1971

Anlage: Forschungsreaktor Oregon State University
(OSTR)

Bauart: TRIGA-Mark II-Reaktor

Leistung: 1 MWth (stationär)

Kritikalität: August 1966

Hersteller: Gulf General Atomic

Betreiber: Oregon State University, Corvallis/Ore.

Vorkommnis: Strahlrohrstörung

Am 25.9.1969 berichtete die Oregon State University über eine Durchbiegung des zentralen Bestrahlungsrohres ihres Forschungsreaktors. Der Effekt wurde am 10.9.1969 beobachtet. Während des zweiten 1-MW-Laufes an diesem Tage stellte man fest, daß sich das zentrale Bestrahlungsrohr verbogen hatte. Die Ursache war Wärmedehnung. Das Maß der Durchbiegung wurde auf 8 bis 10 mm Abweichung von der Mittellinie des Rohres geschätzt. Die größte Abweichung war etwa auf halbem Wege zwischen Gitterplatte und Halterung des zentralen Bestrahlungskanals zu finden. Eine Überschlagsberechnung ergab etwa eine Längendehnung des Bestrahlungsrohres von 3 bis 5 mm bei einer Temperatur von 48° C. Der Hersteller, Gulf General Atomic, wurde zur Beratung eingeschaltet. Firmenvertreter schlugen vor, noch festzulegende Änderungen durchzuführen, die eine ungehinderte Wärmedehnung ermöglichen. Berechnungen und Tests folgten. Schließlich wurden am 15.9.1969 Änderungen am Bestrahlungsrohr durchgeführt. In der Folgezeit beobachtete man keine Anzeichen von Durchbiegung mehr.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 41, S. 38/39
IRS-Kurzinformation 70/24/A, 11.2.1970

Anlage: Forschungsreaktor Pennsylvania State University (PSR)

Bauart: TRIGA-Mark III-Reaktor

Leistung: 1 MWth (stationär)

Kritikalität: Dezember 1965

Hersteller: General Dynamics Corp./General Atomic Division

Betreiber: Pennsylvania State University, University Park/Pa.

1. Vorkommnis: Steuerelementscha-den

Am 29.9.1969, beim Einfahren des Regelstabes, wurde bemerkt, daß der Regelstab in seiner untersten Stellung nicht richtig auf dem Anschlag-schalter auflag. Der Regelstabanzeiger stoppte kurz vor Erreichen seines unteren Anschlages.

Die Ursache der Störung konnte nicht ermittelt werden. Durch die Untersuchungen wurden die nur zeitweise auftretende Fehlerquelle beseitigt. Auch Nachfolgeversuche vermochten nicht das Er-eignis zu wiederholen.

Quelle: AECH Bd. 15 (1970) Nr. 48, S. 21/22
IRS-Kurzinformation 70/63/A, 27.5.1970

2. Vorkommnis: Steuerelementscha-den

Am 5.11.1969 traten beim Einfahren des Regel-stabes wieder die gleichen Schwierigkeiten wie am 29.9.1969 auf. Der Regelstab saß nicht rich-tig am unteren Anschlagschalter auf. Sofortige Untersuchungen schlossen das Versagen einer Elektronikkomponente oder eines Schalters aus. Es wurden weitere Untersuchungen angeschlossen, obwohl die Anlage zwischenzeitlich wieder völ-lig korrekt funktionierte. Der Brennstoff wur-de aus dem Kern entladen, um eine unterkritische Anordnung nach dem Herausziehen der Steuerstäbe sicherzustellen. Man stellte fest, daß der Stab in seiner Führung nur ein sehr geringes Spiel (0,17 mm) hatte. Leichtes Verbiegen des Stabes führte zum Festhängen in der Führung. Messungen bestätigten eine leichte Durchbiegung des Sta-bes über die gesamte Länge. Diese Durchbiegung lag innerhalb der zulässigen Toleranz. Um das Spiel zu vergrößern, legte man Unterlegschei-ben zwischen den Antrieb und die Antriebsträger-

platte. Dadurch wurde die Endstellung der Stäbe um 9 mm aus dem Kern herausgelegt. Das Spiel wurde damit auf 3 mm vergrößert (Stab in unterer Stellung). Die nach der Änderung gemessenen Stabfallzeiten und die Antriebsgeschwindigkeit ergaben keine anomalen Abweichungen von den Sollwerten. Die Abweichung der Gesamtreaktivität war 1 Cent.

Quelle: AECH Bd. 15 (1970) Nr. 48, S. 21/22
IRS-Kurzinformation 70/63/A, 27.5.1970

3. Vorkommnis: Ausfall BE-Wechselgerät

Bei einer Reaktivitätsprüfung, die mit neuen, kalten Brennelementen durchgeführt wurde, brach an dem Ausklinkmechanismus eines Brennstoffhandhabungswerkzeuges ein Draht aus rostfreiem Stahl. Die Prüfung wurde mit einem Ersatzwerkzeug fortgesetzt. Obwohl die Gammastrahlendosis 150 mrem/h betrug, wurde der Ausklinkmechanismus durch einen Stift weiter unten am Handhabungswerkzeug betätigt, ohne nennenswerte Strahlenbelastung des Personals.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 36901, S. 75,
August 1971

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, Sandnsky/Ohio

Vorkommnis: Ausfall Kühlmittelfluß

Während der Reaktor bei einer Leistung von 60 MWth lief, fiel die Primärkühlmittelströmung aus. Der Pumpenauslauf dauerte 30 s. Nach 45 s wurde die Kühlmittelströmung wiederhergestellt. Weder an den Brennelementen, noch an Versuchseinbauten oder Reaktorkomponenten entstand Schaden. Die Ergebnisse bestätigten die konservative Bauweise dieses und anderer ähnlicher Reaktortypen, die bei geringerer Leistung arbeiten. Sie verhindert einen Schaden bei Unterbrechung des Kühlkreislaufes.

Quelle: ORNL-NSIC-87, Nr. 41643, S. 64,
August 1971

Anlage: Versuchsreaktor SEFOR
Bauart: Schneller natriumgekühlter Brutreaktor
Leistung: 20 MWth
Kritikalität: März 1969
Hersteller: General Electric Co./Sargent and Lundy
Betreiber: Southwest Atomic Energy Associates,
Fayetteville/Ark.

1. Vorkommnis: Steuerelementscha den

Das Öl-Leckanzeigesystem versagte bei der halbjährlichen Funktionsprüfung. Wenn eine große Ölleckage tatsächlich aufgetreten wäre, hätte sich die Notabschaltzeit eines der zehn Steuerstäbe um 10 % verlängert. Die insgesamt längere Notabschaltzeit hätte aber immer noch unter der zugelassenen Zeit gelegen. Der Ausfall wurde auf ein zeitweiliges Versagen eines Blattschalters zurückgeführt. Ein Grund dafür wurde nicht gefunden. Bei Wiederholungsprüfungen trat der Ausfall nicht erneut auf.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969), Nr. 48, S. 16
ORNL-NSIC-87, Nr. 39422, S. 51,
August 1971

2. Vorkommnis: Steuerelementscha den

Bei dem halbjährlich durchgeführten Eichtest des Leckanzeigegerätes sprach der Ölstandschalter am Antrieb 3 nicht an. Nachdem er gesäubert worden war, funktionierte er bei einer Anzahl von Wiederholungstests zufriedenstellend. Der Schalterausfall schränkte die Sicherheit nicht ein, solange keine Leckage auftrat.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 39394, S. 52,
August 1971

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./Tex.

1. Vorkommnis: Steuerelementscha- den

Am 11.3.1969 fiel der Pulsstab bei einer Schnellabschaltung nur einen Teil seines Gesamtweges in den Kern ein. Bei der Untersuchung des Falles wurde auf der Innenseite des Stoßdämpfers ein durch Korrosion verursachter Bereich festgestellt, der die Ursache für das Verklemmen eines Teflonringes war. Diese Korrosionserscheinung war bereits bei der Februar-Inspektion festgestellt worden. Der Zylinder wurde gesäubert, der Teflon-Führungsring zurückgezogen und die Stahlarmaturen in den Luft- eingängen durch Messingteile ersetzt, um den Ursprung des Störfalles zu beseitigen. Der Pulsbetrieb wurde nicht vor der Umkonstruktion des Druckkolbens wieder aufgenommen.

Quelle: USAEC, Public Document Room, 1717 H ST.,
Washington, D.C., 20545
ORNL-NSIC-87, Nr. 33033, S. 76,
August 1971

2. Vorkommnis: Instrumentierungsausfall

Am 20.5.1969 wurde die Spaltkammer, die ein integraler Teil des Anfahrkanals des Reaktors ist, aus ihrer normalen Position zu Wartungs- zwecken ausgebaut. Am 21.5.1969 beendete der Reaktoroperateur anhand der Anfahr-Checkliste seine Überprüfungen. Daraufhin wurde der Reak- tor angefahren. Dabei wurde durch den Betrieb der Steuerstabschalter ein Rauschen verursacht. Dieses Rauschen wurde mit 2 Impulse/sec auf dem Anfahr- schreiber registriert. Ist die Zähl- rate 2 Impulse/sec, so verhindert eine Verrie- gelung das Stabausfahren. Im weiteren Verlauf wurde aber das Stabausfahren ohne brauchbare Anzeige auf dem Anfahrkanal fortgesetzt, bis dieses am Leistungsanstieg erkannt wurde. Das

Anfahren ging weiter, bis volle Leistung (1 MW) erreicht war. Während der Zeit wurde nach dem Grund für das Versagen des Anfahrkanals gesucht. Es wurde festgestellt, daß die Spaltkammer nicht an die Instrumentierung des Anfahrkanals angeschlossen war. Folgende Maßnahmen wurden eingeleitet, um eine Wiederholung dieses oder eines ähnlichen Störfalles zu vermeiden:

1. Der Reaktor durfte nicht wieder in Betrieb genommen werden, bevor die Anfahrkanalinstrumentierung als funktionsfähig nachgewiesen war.
2. Die Bedeutung der Anfahr-Checkliste wurde allen Operateuren nachdrücklich klargemacht.
3. Ein Instrumentierungs-Wartungslogbuch wurde eingeführt.
4. Instrumentierungsstörungen mußten durch ein an das Instrument angehängtes Schild kenntlich gemacht werden.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 23, S. 16/17
IRS-Kurzinformation 69/58/A, 25.6.1969

3. Vorkommnis: Steuerelementscha den

Während der Vorbereitungen für einen Puls wurde am 23.1.1969 festgestellt, daß ein Pulsstab nicht völlig eingefahren werden konnte. Eine Untersuchung ergab, daß der Pulsstab hochgehoben wurde. Es sah so aus, als ob irgend etwas das Haften von Kolben und Kolbenstange im Zylinder verursachte. Bei Besichtigung des Zylinders wurde ein Lochfraß- und Korrosionsring an der Stelle festgestellt, wo sich der untere Kolben befindet, wenn der Stab in seiner oberen Endstellung ist. Sobald der Zylinder bei abgeschalteter Luft hochgefahren wurde, blieb der obere Kolben an dem korrodierten Abschnitt hängen und zog den Pulsstab heraus. Nach Demontage der Antriebsvorrichtung wurde ein zweiter für das Klemmen verantwortlicher Faktor gefunden. Es handelt sich um eine starke Korrosion der Kolbenstange (\varnothing 9,5 mm) aus Kohlenstoffstahl, an der die beiden Druckluftkolben befestigt sind. Diese Stange läuft in einem "O"-Ring und begann mit zunehmender Korrosion an dem "O"-Ring zu ziehen.

Zur Instandsetzung wurde auf der gesamten Länge das Zylinderinnere ausgeschliffen und der Zylinder gefettet. Die Kolbenstange wurde im

Bereich des unteren Kolbens ersetzt. Da ein Teil der Korrosion dem Vorhandensein von Wasser zugeschrieben wurde, baute man noch einen Filter in der Luftleitung ein, die zu dem Preßluftbehälter führt. Nach Tests konnte die Anordnung wieder in den normalen Betrieb übernommen werden. Vorbeugend wird das Innere des Zylinders monatlich einmal besichtigt.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 7, S. 28/29
IRS-Kurzinformation 69/35/A, 2.4.1969
und 69/41/A, 9.5.1969

Anlage: Forschungsreaktor University of Texas
(TRIGA-Texas)

Bauart: TRIGA-Mark I-Reaktor

Leistung: 250 kWth (stationär)

Kritikalität: August 1962

Hersteller: General Dynamics Corp./General Atomic Division

Betreiber: University of Texas, Austin/Tex.

Vorkommnis: Brennelementscha-

Mit Bericht vom 31.7.1968 wurde eine hohe Zählrate am kontinuierlichen Luftmonitor im Reaktorlaboratorium registriert. Die Möglichkeit der Abgabe von Spaltgasen aus einem geborstenen Brennelement mit Aluminiumhülle wurde nicht ausgeschlossen. Wegen der niedrigen Aktivitätskonzentration konnte nicht eindeutig festgestellt werden, ob Spaltprodukte vorhanden waren. Die Anzeige des Monitors wurde über eine lange Zeit verfolgt. Die jährliche Brennstoffinspektion im März 1969 ergab zwei Elemente mit Anzeichen von Korrosion und/oder Schwellen. Eine weitere Anzahl wurde als in schlechter Verfassung befindlich klassifiziert. Jedoch konnte keine eindeutige Identifizierung schadhafter Brennelemente erreicht werden. Neue Brennelemente mit rostfreier Stahlhülle wurden angefordert und im Rahmen eines Ersatzprogramms eingesetzt. Die Aktivitätskonzentration in der Luft blieb jederzeit unterhalb des höchstzulässigen Grenzwertes ($1,5 \times 10^{-10}$ uCi/cm³).

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 31, S. 17/18
IRS-Kurzinformation 70/34/A, 12.3.1970

Anlage: Forschungsreaktor Virginia Polytechnic
Institute (VPI-UTR-10)

Bauart: Wasserbeckenreaktor

Leistung: 10 kWth

Kritikalität: Dezember 1959

Hersteller: Advanced Technology Laboratories

Betreiber: Virginia Polytechnic Institute, Blacksburg/Va.

Vorkommnis: Steuerelementscha-
den

Während einer routinemäßigen Abschaltung ver-
sagte am 7. April 1969 der Sicherheitsstab
Nr. 2 beim Einfahren. Da sich die übrigen
Steuerstäbe normal einfahren ließen, entstand
keine Gefahr. Der Kühlmittel-Moderator-Ablauf
funktionierte ganz normal. Der Stab, der zwi-
schen Antriebsmechanismus und Steuerstab Nr. 2
liegt, haftete an einem Stangenlager. Der Si-
cherheitsstab Nr. 2 wurde ausgebaut und über-
prüft, der Betriebsmechanismus inspiziert und
die Stangenlager gereinigt. Ursache für das
Versagen waren wahrscheinlich einige Partikel
im Schmiermittel, die eine gleichmäßige Schmie-
rung verhinderten und damit zu der Bewegungs-
hemmung führten. Es wurde bei der Instandset-
zung neues Schmiermittel verwendet. Auch die
Lager aller anderen Stäbe wurden inspiziert
und gereinigt. Versuche ergaben anschließend
beim Schnellabschalten Zeiten von 0,54 sec
für Stab 2 und 0,56 sec für Stab 1.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 18, S. 19/20
IRS-Kurzinformation 69/46/A, 20.5.1969

Anlage: Forschungsreaktor State College of Washington
(RSCW/RWSU)

Bauart: Wasserbeckenreaktor

Leistung: 100 kWth

Kritikalität: 1960

Hersteller: General Electric Co.

Betreiber: State College of Washington, Pullmann/Wash.

Vorkommnis: Steuerelementschaden

Am 18.12.1969 wurden Vorbereitungen für einen Test des Pulsstabes getroffen. Mit Hochgeschwindigkeitskameras sollte die Dynamik des Pulsstabes aufgenommen werden. Der Druckkolben des Pulsstabes saß fest, als man die Luft aus dem Zylinder ließ. Der Stab fiel nicht in den Kern ein. Aus dem Zylinderraum war Schmutz zwischen die beweglichen Teile geraten. Dadurch verklemmte sich ein "O"-Ring. Dieser wurde bei der Instandsetzung mit Hilfe von Äthanol als Lösemittel wieder in Gang gesetzt. Danach arbeitete das System einwandfrei.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 2, S. 15
ORNL-NSIC-87, Nr. 30262, S. 76, August
1971

Anlage: Forschungsreaktor University of Washington
Bauart: Wasserbeckenreaktor
Leistung: 100 kWth
Kritikalität: 1960
Hersteller: General Electric Co.
Betreiber: University of Washington, Seattle/Wash.

Vorkommnis: Reaktivitätsstörung

Am 22.7.1969 wurde über einen unerwarteten Reaktivitätsverlust berichtet. Der Reaktor war vom 16.6.1969 bis zum 7.7.1969 zur jährlichen Inspektion abgestellt. Dann wurde beobachtet, daß die Überschußreaktivität in systematischer Weise absank. Diese Abnahme wurde durch partielle Erholung am Wochenende unterbrochen. Solche Erhöhungen zeigten sich insbesondere bei fortgesetztem Betrieb des Lüftungsgebläses. Dieses Verhalten legte den Schluß nahe, daß während des Reaktorbetriebes Kühlwasser in den Graphitbereich eintrat.

Derartiges Verhalten war am Reaktor beobachtet worden. Seit der Zeit wurde der Kühlmitteldurchsatz $4,5 \text{ m}^3/\text{h}$ gehalten. Deshalb war es schwierig, die Ursache der neuerlichen Störungen zu erklären. Eine direkte Korrelation des Reaktivitätsverlusts mit dem Eindringen von Wasser in den Graphitbereich und dem Kühlmitteldurchsatz steht jedoch noch aus.

Quelle: AECH Bd. 15 (1969) Nr. 31, S. 18
IRS-Kurzinformation 70/35/A, 12.3.1970

Anlage: Ungenannte Forschungsreaktoren

1. Vorkommnis: Moderatorschaden

Zweieinhalb Jahre nach dem Einbau versagten die Schweißnähte eines graphitgefüllten Behälters aufgrund der thermischen Wechselbeanspruchung, Graphit-Pulver wurde freigesetzt. Der Graphitbehälter befand sich zwischen Strahlungskanal und Reaktorkern. Bei 1,2- bis 1,6-facher Nennleistung (1MWth) wurde der Reaktor durch Schnellabschaltung abgeschaltet. Der Operateur ordnete dieses Ereignis zuerst einem Versagen der Servokontrolle zu, da diese bereits zuvor Störungen ausgelöst hatte. Er konnte den Reaktor wegen der Xenonvergiftung nicht wieder anfahren. Freigesetzte Gasblasen führten zu höherer Neutronenflußdichte in den Meßkammern, ohne daß N 16-Bildung und Strahlung an der Wasseroberfläche zunahmen.

Der neue Behälter weist eine größere Eigensteifigkeit auf. Es wurden feste Graphitblöcke verwendet, um eine mögliche Kontamination des Wasserbeckens zu vermeiden. Für Entlüftung zur Strahlrohröffnung wurde gesorgt.

Quelle: USAEC, ROE 69-2, Jan. 1969
ORNL-NSIC-87, Nr. 31019, S. 67,
August 1971

2. Vorkommnis: Steuerelementschaden

Durch das Versagen einer Rückstellfeder klemmte der Schalter für den Steuerstabantrieb in der Aufwärtsstellung. Dadurch wurde ein 15-%iger Leistungsanstieg bei einer Steuerstabetätigung ausgelöst, bevor es zu einer handbetätigten Schnellabschaltung kam. Die Feder wurde durch vorspringende Enden in ihrer Lage gehalten. Da ein Ende zu kurz war, rutschte sie aus der Hal-

terung und klemmte. Dieses war der erste Fehler dieser Art in zwölfjähriger Erfahrung. Die Schalter dieser Bauweise werden nun vor Inbetriebnahme ausgebaut und inspiziert.

Quelle: USAEC, ROE 69-3, Januar 1969
ORNL-NSIC-87, Nr. 31020, S. 67,
August 1971

3. Vorkommnis: Reaktivitätsstörung

Am Tag vor dem Ereignis wurde ein Graphit-Reflektorbauteil in den Reaktor umgesetzt. Dabei wurde eine Entlüftungsleitung beschädigt und die Luft durch Wasser verdrängt. Als der Reaktor auf 1 MW hochgefahren wurde, fiel die Brennstofftemperatur bei einer Leistung von 500 kW langsam ab, die übrigen Anzeigen blieben unverändert. Nach 14 Minuten, 1 MW war erreicht, begann die Leistung zwischen 840 und 940 kW zu schwanken. Wasser spritzte aus der Entlüftungsleitung auf die Brücke.

Wasser im Reflektor hatte die Empfindlichkeit der Instrumente verringert, die fortschreitende Gasansammlung verdrängte das Wasser, bis große Gasblasen das Wasser schließlich herauspritzen ließen. Die Leistungsschwankungen rührten von der Wasser/Luft-Bewegung im Reflektor her.

Quelle: USAEC, ROE 69-7, March 1969
ORNL-NSIC-87, Nr. 32794, S. 67,
August 1971

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 lfd. Nr., 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, aufgrund 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 120 Ereignisse registriert. Davon ereigneten sich 59 Vorkommnisse in Kernkraftwerken (einschließlich NS Savannah), wobei für diese Klassifizierung die Energieerzeugung als Kriterium diente, und 61 in Versuchs- und Forschungsreaktoren. Die 59 Vorkommnisse ereigneten sich in 31 kommerziellen Anlagen, die 61 Vorkommnisse in 30 Versuchs- bzw. Forschungsreaktoren.

Die Meldehäufigkeit je Anlage ist bei den kommerziellen Kraftwerken gleich der Meldehäufigkeit bei Versuchs- und Forschungsreaktoren (1,9 Meldungen/Anlage und Jahr), was allerdings zufallbedingt sein kann.

Die systematische Erfassung besonderer Vorkommnisse in den USA, die dort, wie schon erwähnt, bereits im Erfassungszeitraum 1969 durchgeführt wurde, schlägt sich ganz eindeutig in der Anzahl der Meldungen nieder. 85 (ca. 70 %) von den insgesamt 120 registrierten Meldungen stammen von 39 amerikanischen Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren. Die restlichen 35 Vorkommnisse ereigneten sich in Anlagen, die in 8 verschiedenen Staaten betrieben werden. Aus der Bundesrepublik sind 16 besondere Vorkommnisse aus 6 Anlagen gemeldet. Damit ist die Anzahl der bekanntgewordenen Vorkommnisse pro Anlage und Jahr in der Bundesrepublik (= 2,5) geringfügig höher als die der Meldungen pro Anlage und Jahr in den USA (= 2,2). Dies dürfte darauf zurückzuführen sein, daß 1969 die deutschen Kernreaktoren sich weitgehend in der Anlaufphase befanden, in der naturgemäß die Störungshäufigkeit höher ist, als bei den Reaktoren, die schon jahrelang in Betrieb sind. Die Zahl der bekanntgewordenen besonderen Vorkommnisse im Ausland, ohne USA, mit 1,2 Meldungen pro Anlage aber zeigt deutlich, daß ohne Reglementierung nur wenige Vorkommnisse durch die Betreiber gemeldet werden.

Im Jahre 1969 betrieben die Mitglieder der Internationalen Atomenergieagentur, Wien

91 Kernkraftwerke und

314 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. unbenutzt geblieben.

Abschließend läßt sich feststellen, daß aus keinem der bearbeiteten besonderen Vorkommnisse im Berichtsjahr 1969 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 1969, nach Ländern und Anlagen geordnet

Tabelle 2: Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1969, nach Art der Vorkommnisse geordnet

Tabelle 3: Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1969, nach Ursachen der Vorkommnisse geordnet

Fortsetzung Tab. 1

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Kernkraftwerk <u>O</u> brigheim (KWO)	11	1969	Aktivitätsfreisetzung	Menschliches Versagen
	12	1969	Aktivitätsfreisetzung	Menschliches Versagen
Kernkraftwerk <u>R</u> WE-Bayernwerk (KRB), Gundremmingen	13	22.04.1969	Ventilstörung	Undichtigkeit
	14	30.05.1969	Brennelementscha-	Korrosion
	15	27.08.1969	Beanspruchung Reaktor- druckbehälter	Menschliches Versagen
Schnelle Nullenergie Anordnung <u>K</u> arlsruhe (SNEAK)	16	28.08.1969	Brennelementscha-	Korrosion
<u>F</u> rankreich Kernkraftwerk <u>C</u> hinson-1	17	01.1969	Brennelementscha-	Korrosion
	18	04/05.1969	Dampfzeugerschaden	Korrosion
Kernkraftwerk <u>C</u> hinson-3	19	01.03.1969	Dampfzeugerschaden	Mechanischer Schaden

Fortsetzung Tab. 1

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Kernkraftwerk <u>St. Laurent-1</u>	20	16.10.1969	Brennelementschaden	Menschliches Ver- sagen
<u>Großbritannien</u> Kernkraftwerke <u>Bradwell</u> <u>Hinkley Point-A</u> ; <u>Trawsfynydd</u> , <u>Dungeness-</u> <u>A</u> ; <u>Sizewell</u> ; <u>Oldbury</u>	21-26	1969	Strukturelementschaden	Korrosion
Kernkraftwerk <u>Hinkley Point-A</u>	27	09.1969	Turbinenschaden	Überdrehzahl
Ungenannter For- schungsreaktor	28	1969	Instrumentierungsausfall	Relaisschaden
<u>Indien</u> Kernkraftwerk <u>Tarapur-1, -2</u>	29	08.1969	Schaltanlagenausfall	ungenannt

Fortsetzung Tab. 1

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
<u>Italien</u> Kernkraftwerk Latina	30	03. 1969	Dampfzeugerschaden	Mechanischer Schaden
Versuchsreaktor ESSOR	31	23.08. 1969	Strukturelementscha-	Korrosion
	32	03. 1969	Steuerelementscha-	Korrosion
<u>Japan</u> Kernkraftwerk Tokai Mura	33	04. 1969	Systemscha-	Mechanischer Schaden
<u>Kanada</u> Kernkraftwerk Douglas Point	34	20.05. 1969	Ausfall BE-Wechselmaschine	Mechanischer Schaden
<u>Schweiz</u> Versuchskernkraftwerk Lucens	35	21.01. 1969	Kühlmittelverlust	Mechanischer Schaden

Fortsetzung Tab. 1

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
<u>Vereinigte Staaten</u> Kernkraftwerk <u>Big Rock Point</u>	36	02. 1969	Ausfall Nostrom-Diesele- generator	Überdrehzahl
	37	18. 04. 1969	Schaden BE-Wechselgerät	Mechanischer Schaden
	38	30. 11. 1969	Ausfall Notstrom-Diesele- generator	Drehzahlreglerscha- den
	39	1969	Pumpenschaden	Regelungsstörung
<u>Kernkraftwerk</u> <u>Dresden-1</u>	40	02. 03. 1969	Ausfall Notstrom-Diesele- generator	Relaisschaden
	41	23. 12. 1969	Kühlmittelverlust	Herstellungsmängel
<u>Kernkraftwerk</u> <u>Ginna-1</u>	42	18. 07. 1969	Strukturelementscha- den	Kranversagen
	43	15. 07. 1969	Regelungsstörung	Ausfall Fremdver- sorgung
<u>Kernkraftwerk</u> <u>Haddam Neck</u>	44	24. 07. 1969	Regelungsstörung	Ausfall Fremdver- sorgung

Fortsetzung Tab. 1

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Kernkraftwerk <u>I</u> ndian Point-1	45	11.02.1969	Ventilstörung	Schmiermittel
Kernkraftwerk <u>L</u> a Crosse	46	10.1969	Kühlmittelverlust	Mechanischer Schaden
	47	11.1969	Ausfall Brennelement- wechsellmaschine	Relaisschaden
Kernkraftwerk <u>N</u> ine Mile Point	48	10.1969	Ventilstörung	Herstellungsmängel
	49	08.11.1969	Steuerelementschaden	Konstruktionsmängel
Kernkraftwerk <u>O</u> yster Creek-1	50	08.1969	Instrumentierungsausfall	ungenannt
	51	02.10.1969	Steuerelementschaden	Verstopfung
Kernkraftwerk <u>P</u> each Bottom-1	52	06.08.1969	Ventilstörung	Verstopfung
	53	03.10.1969	Brennelementschaden	Undichtigkeit
Kernkraftwerk <u>S</u> an Onofre-1	54	06.1969	Ventilstörung	Montagemängel
	55	06.1969	Ausfall Sicherheitsein- speisesystem	Ausfall Energiever- sorgung

Fortsetzung Tab. 1

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Kernkraftwerk Yankee	56	15.07.1969	Ausfall Boreinspritzsystem	Verstopfung
	57	09.10.1969	Schaden Entnahmebauwerk	Konstruktionsmängel
Reaktorschiff Savannah	58	1969	Strahlenexposition	Menschliches Versagen
	59	24.02.1969	Steuerelementschaden	Konstruktionsmängel
	60	13.03.1969	Steuerelementschaden	Verschleiß
	61	11.05.1969	Pumpenschaden	Undichtigkeit
Forschungsreaktor Argonaut	62	1969	Steuerelementschaden	Wartungsmängel
	63	1969	Steuerelementschaden	Korrosion
Forschungsreaktor Babcock and Wilcox (BAWTR)	64	28.01.1969	Aktivitätsfreisetzung	Mechanischer Schaden

Fortsetzung Tab. 1

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
	65	24.05.1969	Instrumentierungsausfall	Konstruktionsmängel
	66	03.09.1969	Ausfall Nachwärmeabfuhrsystem	Ventilstörung
	67	1969	Steuerelementschaden	ungenannt
	68	1969	Aktivitätsfreisetzung	Menschliches Versagen
	69	1969	Verstoß gegen Betriebsvorschriften	Menschliches Versagen
Forschungsreaktor Buffalo (PULSTAR-BUFFALO)	70	28.03.1969	Reaktivitätsstörung	Undichtigkeit
	71	08.1969	Kühlmittelverlust	Undichtigkeit
Forschungsreaktor University of California (UCBRR)	72	1969	Instrumentierungsstörung	Montagemängel
Forschungsreaktor General Electric (GETR)	73	1969	Steuerelementschaden	Fremdkörper
	74	07.10.1969	Steuerelementschaden	Fremdkörper
Forschungsreaktor Geological Survey (GSUR)	75	1969	Brennelementschaden	Herstellungsmängel

Fortsetzung Tab. 1

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Forschungsreaktor Gulf General Atomic	76	07.03.1969	Steuerelementscha- den	Fremdkörper
	77	1969	Steuerelementscha- den	Herstellungsmängel
Forschungsreaktor Gulf General Atomic (ATPR)	78	24.06.1969	Steuerelementscha- den	Montagemängel
	79	03.07.1969	Steuerelementscha- den	Relaisschaden
	80	04.09.1969	Steuerelementscha- den	Montagemängel
Forschungsreaktor Horace Hardy Lester (AMRR/HHLR)	81	06.05.1969	Brennelementscha- den	Konstruktionsmängel
	82	20.08.1969	Verstoß gegen Betriebs- vorschriften	Menschliches Ver- sagen
	83	1969	Aktivitätsfreisetzung	Undichtigkeit
Forschungsreaktor University of Illinois Illinois-TRIGA-II	84	09.1969	Steuerelementscha- den	Mechanischer Scha- den
	85	1969	Steuerelementscha- den	Konstruktionsmängel
Forschungsreaktor Industrial Reactor Laboratoris (IRL)	86	02.1969	Behälterleakage	Undichtigkeit

Fortsetzung Tab. 1

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Forschungsreaktor University of Maryland (UMR/UMNE-1)	87	07.03.1969	Regelungsstörung Verstoß gegen Betriebs- vorschriften	Konstruktionsmängel Menschliches Versagen
	88	16.05.1969		
Forschungsreaktor Massachusetts Institute Of Technology (MITR)	89	14.07.1969	Scramausfall	Instrumentierungs- ausfall
	90	22.09.1969	Schieberausfall	Ventilstörung
Forschungsreaktor Michigan State University	91	30.10.1969	Ausbeulung Tankboden	ungenannt
	92	19.12.1969	Steuerelementschaden	Mechanischer Schaden
Forschungsreaktor University of Missouri (UMRR)	93	06.10.1969	Ausfall Notstrom-Diesel- generator	Kurzschluß
	94	29.01.1969	Regelungsstörung	Kurzschluß
	95	10.04.1969	Aktivitätsfreisetzung	Undichtigkeit

Fortsetzung Tab. 1

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
	96	09.07.1969	Brand	Menschliches Versagen
	97	09.08.1969	Aktivitätsfreisetzung	Menschliches Versagen
	98	10.10.1969	Steuerelementschaden	Fremdkörper
	99	13.11.1969	Instrumentierungsausfall	Verschleiß
	100	1969	Instrumentierungsausfall	Verschleiß
Versuchsreaktor Molten Salt Reactor Experiment	101	1969	Ventilstörung	Ausfall Fremdenergieversorgung
Forschungsreaktor Northrop (TRIGA-F-NOR)	102	07.1969	Scramausfall	Schalterschaden
	103		Steuerelementschaden	Fremdkörper
Forschungsreaktor Oregon State University (OSTR)	104	25.09.1969	Strahlrohrschaden	Konstruktionsmängel

Fortsetzung Tab. 1

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Forschungsreaktor Pennsylvania State University (PSR)	105	29.09.1969	Steuerelementscha- den	ungenannt
	106	05.11.1969	Steuerelementscha- den	Herstellungsmängel
	107	1969	Ausfall BE-Wechselgerät	Mechanischer Schaden
Forschungsreaktor Plum Brook (NASA-TR/PBR)	108	1969	Ausfall Kühlmittel- fluß	ungenannt
	109	1969	Steuerelementscha- den	Schalterschaden
Versuchsreaktor SEFOR	110	1969	Steuerelementscha- den	Schalterschaden
	111	11.03.1969	Steuerelementscha- den	Korrosion
Forschungsreaktor Texas A. & M. University	112	20.05.1969	Instrumentierungs- ausfall	Wartungsmängel
	113	23.11.1969	Steuerelementscha- den	Korrosion
Forschungsreaktor University of Texas (TRIGA-Reaktor)	114	31.07.1969	Brennelementscha- den	Korrosion

Fortsetzung Tab. 1

Anlage	Lfd. Nr.	Ereignis- bzw. Meldedatum	Vorkommnis	Ursache
Forschungsreaktor Virginia Polytechnic Institute (VPI-UTR-10)	115	07.04.1969	Steuerelementscha- den	Schmiermittel unsauber
Forschungsreaktor State College of Washington (RSCW/ RWSU)	116	18.12.1969	Steuerelementscha- den	Verschmutzung
Forschungsreaktor University of Washington	117	22.07.1969	Reaktivitätsstö- rung	Undichtigkeit
Ungenannte For- schungsreaktoren	118	1969	Moderatorscha- den	Mechanischer Schaden
	119	1969	Steuerelementscha- den	Schalterschaden
	120	1969	Reaktivitätsstö- rung	Mechanischer Schaden

Tabelle 2:

Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken ¹⁾, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1969, nach Art der Vorkommnisse geordnet

Vorkommnis	KKW	VR/FR
- Strukturelementschaden	8	-
- Brennelementschaden	6	4
- Steuerelementschaden	7	23
- Beanspruchung Reaktordruckbehälter	1	-
- Ausbeulung Tankboden	-	1
- Rohrleitungsschwingung	1	-
- Pumpenschaden	4	-
- Systemschaden	1	-
- Kühlmittelverlust	2	2
- Ausfall Kühlmittelfluß	-	1
Dampferzeugerschaden:	3	-
- Ventilstörung	5	1
- Schieberausfall	-	1
- Ausfall Sicherheitseinspeisesystem	1	-
- Ausfall Boreinspritzsystem	1	-
- Ausfall Nachwärmeabfuhrsystem	-	1
- Ausfall BE-Wechselmaschine	2	-
- Ausfall BE-Wechselgerät	1	1
- Störung Energieversorgung	1	-
- Schaltanlagen ausfall	1	-
- Ausfall Notstrom-Dieselgenerator	3	1

1) einschließlich NS Savannah

Fortsetzung Tab. 2

Vorkommnis	KKW	VR/FR
- Regelungsstörung - Instrumentierungsschaden - Scramausfall	3 1 -	2 6 2
- Schaden Entnahmebauwerk - Behälterleckage	1 -	- 1
- Reaktivitätsstörung - Strahlrohrschaden - Moderatorschaden	- - -	3 1 1
- Aktivitätsfreisetzung - Strahlenexposition	3 1	5 -
Turbinenschaden:	2	-
Brand:	-	1
Verstoß gegen Betriebsvorschriften:	-	3
Summe:	59	61

Tabelle 3:

Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken ¹⁾, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1969, nach Ursachen der Vorkommnisse geordnet

Ursache	KKW	VR/FR
Instrumentierungsausfall	1	1
Regelungsstörung	1	-
Schalterschaden	-	4
Relaisschaden	3	2
Überdrehzahl	2	-
Drehzahlreglerschaden	1	-
Ausfall Energieversorgung	3	1
Kurzschluß	-	3
Mechanischer Schaden	8	6
Korrosion	13	5
Verschleiß	2	2
Kranversagen	1	-
Undichtigkeit	4	6
Ventilstörung	-	2
Fremdkörper	-	5
Montagemängel	2	3
Herstellungsmängel	3	3
Wartungsmängel	1	1
Konstruktionsmängel	3	5
Schmiermittel unsauber	1	1
Verschmutzung	-	1
Verstopfung	3	-
Menschliches Versagen ungenannt	5	6
	2	4
Summe	59	61

1) einschließlich NS Savannah

