

<概要>

研究炉の事故例（**臨界集合体**を含む）として報告されている最も古いものは、1945年8月に発生したアメリカ・ロスアラモスの**臨界集合体**の**臨界事故**である。

研究炉で発生した事故について、「異常な**反応度**を伴う事故」「**冷却材**流量の喪失による事故」「冷却材が喪失した事故」「機器または部品の故障や誤操作による事故」の4種類に発生原因を分類し、これらの中から、代表的な事故例を紹介する。

<更新年月>

2002年09月

<本文>

1. はじめに

世界最初の研究炉が稼動した1942年以来、これまでに651基の研究炉が稼動してきた。現在でもほぼ284基が稼動している。

研究炉は、発電用原子炉と異って様々な型式の炉がある。このため、事故トラブルも炉の型式特有な事故例もあるが、事故例を検討する過程で得られる教訓は、安全に対する教訓として他の原子炉にも有効な場合が多い。研究炉で発生した事故例をまとめたIAEAの資料（参考文献1）をもとに、反応度の異常な上昇を伴う事故、原子炉冷却材の流路閉塞などに起因する流量喪失による事故、原子炉冷却材が喪失した事故、機器故障や運転操作ミス等によって生じた事故の4種類に分類して事故例を紹介する。

研究炉で発生した事故例の主なものを原因別に分けて **表1-1**、**表1-2**、**表2**、**表3**、**表4-1** および **表4-2** に示す。

2. 反応度の異常な上昇を伴う事故

2.1 アメリカ・ロスアラモスの臨界集合体で発生した事故例

研究炉の事故例（**臨界集合体**を含む）として報告されている最も古いものは、1945年8月に発生したアメリカ・ロスアラモスの**臨界集合体**の**臨界事故**である。この事故は、**臨界質量**に関する研究と測定のために、2つの半球から構成されている炉心の周囲に**反射体**となるタングステンカーバイドのブロックを手で積んでいるときに発生した。1人でこのブロック積み作業を行っており、**臨界超過**になる前の最後のブロックを積む際に誤って炉心部中央にブロックを落下させ、即発**臨界超過**の状態になり**出力暴走**を起こし事故となった。事故発生時の実験作業者は、炉心周囲に積みあげたブロックを崩して、未**臨界**に戻したが、多量の**被ばく**によって28日後に死亡した（5.1Sv（510rem）と推定されている）。

事故の後に設けられた特別委員会は、事故について検討した結果、今日では当然と考えて措置されるようになったいくつかの規則を定めている。

a) 作業を行う者と、その作業を監督・指導する者との組み合わせによる最低2人以上の組み合わせで作業を行う。

b) 実験・作業開始前に作業方法と事故時の対応行動を含む訓練を行う。

c) 中性子の強さに対して可聴音を発する監視装置を少なくとも2つは稼動させておかなければならない。

d) 同一室内に**臨界**になる集合体を同時に2つ以上置いてはいけない。

等である。事故の発生は、不幸な出来事ではあるが多くの安全のための教訓を示唆している。その後、研究炉で発生した多くの事故例は、現在はIAEAが開発しているIRSRR（Incident Reporting System for Research Reactors）に収録されデータベース化が進められている。

2.2 ミシガン大学のFNR（Ford Research Nuclear Reactor）で発生した事故例

FNRは、熱出力2MWのプール型の原子炉で、20%濃縮ウランを使用した板状燃料29体で炉心を構成している。事故は1992年6月に燃料の移動による炉心の反応度変化を測定している時に発生した。原子炉は低出力（8kW）の臨界に保たれた状態で、燃料を次々に移動し、4番目の燃料を移動することを命ぜられた運転員が、燃料の移動を開始した直後に発生した。この時、原子炉は自動制御されていた**制御棒**の自動制御が解除され、直ちに未臨界になった。この事故の発生原因となったのは、運転員と試験を実施するマネージャーの間で、十分なコミュニケーションがとれていなかったこと、制御室で原子炉の状態を監視すべき運転員の対応が不十分であったことによるものであった。

原子炉には、完全に制御棒が挿入され、原子炉が停止したことから、大事に至る事故にはならなかったが、原子炉を臨界状態に保持して行う状態での実験においては、基本的な操作を確実に行うことが求められる事例である。

3. 流路閉塞などに起因して原子炉冷却材の流量喪失が起こったことによる事故

3.1 アイダホ国立工学研究所のMTR（Material Testing Reactor）で発生した事故例

MTRは、高濃縮ウランを使用したタンク型の原子炉で熱出力は40MWである。1962年11月13日、定格出力で運転中、**燃料集合体**の差圧**モニタ**が鳴り、その後原子炉は**スクラム**した。スクラム後1分して1次冷却水の放射能モニタの指示値が上昇した。その後エリアモニタの警報も鳴り、作業員は、原子炉棟の建家から退避した。その後の調査で1体の燃料から燃料板1枚の小部分が溶融し、約0.7gの²³⁵Uが流出していることが確認された。破損の原因は、燃料板上部において水補給タンクのガスケットが燃料体上部の約40%を覆った事によるものと推定された。その後同様なトラブルにより11月25日、12月24日にもスクラムが発生している。この時は、前回の教訓により早目にスクラムする措置が講じられており、炉室内のモニターが上昇したものの大きな被ばくはなかった。

このトラブルから次のような教訓が得られた。

- ・ 1次冷却水は粗調整棒を引き抜く前に1時間、正常な運転条件で循環させること。
- ・ **燃料要素**の冷却水流量喪失を防ぐためには、冷却水を濾過する装置を可動部分を有する装置やガスケットのある区域と炉心入口部分との間に設置すること。
- ・ 濾過する部分のメッシュは、燃料板の間隔より小さくすること
等が定められた。

3.2 オークリッジ国立研究所のORR（Oak Ridge Research Reactor）で発生した事故例

ORRは、高濃縮ウラン・板状燃料を使用した軽水減速・冷却、タンク型で熱出力30MWの原子炉である。1963年7月1日、決められた手順に従って、6MWの出力レベルで冷却水流路を妨害していないか肉眼で検査を行った（チェレンコフ光による光を利用すると異物を見つけ易い）が、異常はないと判断した。その後、24MWまで上昇する過程でノイズ（原子炉出力のふらつき）の振幅の増加と、放射線モニターが警報を発したため、21MW、12MW、300kWと下げていったが状況は変わらず、通常値の約100倍の放射線レベルに達しており、オペレータは手動で原子炉を停止した。事故はネオプレン・ガスケットが燃料要素の1体の上端を閉塞していたことより発生したものであり、燃料板1枚の約30～50%が溶融した。その後の放射線モニター類の調査から、放射能の放出は短時間であることが判った。この事故による教訓として、つぎのことが挙げられる。

- ・ 原子炉タンク内に不注意で他の物質が入る事を排除するための手順が決められた。
- ・ 炉心内を肉眼で検査する点検孔をより大きな窓にする。
- ・ 原子炉出力のふらつきを確実にモニタすることは、炉内で沸騰が起こっているかどうかを知るのに有効である。

3.3 グルノーブル研究所のSILOE原子炉で発生した事故例

SILOEは、熱出力30MWのプール型の原子炉である。当初15MWで設計され運転されていたが、1967年に改造し30MWに出力を上昇した。1967年11月7日、43MWの過出力での試験を行っている時に、冷却水の流量配分の不適切あるいは流量を阻止する外的要因によって燃料板6枚が溶融し、36.8gのウランと55,000Ci（2.0E15Bq）の**FP**がプール水中に放出され、2,000Ci

（7.4E13）の希ガスが事故後スタックから2日間にわたって放出された。しかし、人間の被ばくはなく、環境への影響は無視出来る程小さいものであった。この事故によって、プールの構造材も含め、炉心に落下して流量を阻止するものは、すべて取り除かれねばならないことを運転手順書に明記する事など、プール型炉の場合最も恐れられる燃料体の冷却材流路閉塞に対する対策が明確な形で進められた。また、**燃焼度**の低い燃料板の溶融は、破損の割合が事前に考えられたよりも低いことなど事故時のFPの放出についての貴重な知見が得られた。

4. 原子炉冷却材が喪失した事故

ノースカロライナ州立大学のプール型の原子炉PULSTARにおいて、1988年2月1次冷却系から冷却水が漏洩した。漏洩量は、378リットル/dayと見積もられた。幸い漏洩した冷却水は外部に流出し地下にしみ込んだ。

5. 機器または構成部品の故障や誤操作等による事故

ベルギーのBR-2炉は熱出力100MWのタンク型の原子炉である。1973年の5月一次冷却水の放射能の値が異常に高くなった。これは燃料板の被覆の破損が原因であった。運転サイクルの期間、放射能はゆっくりと増加し、一次系の汚染は熱交換器やその他の施設に接近できないほどに増加した。被覆管の損傷原因は、アルミニウム原材料の不純物または製造工程で入った不純物粒子によるものであった。FPの漏洩が発生した燃料の同定は、冷却材中の ^{133}Xe と ^{131}I を原子炉停止後48時間以内に SHIPPING 法 (*1) で検出することにより行った。

[用語解説]

(*1) SHIPPING 法：燃料集合体から1次冷却系に抽出された希ガスFPにアルゴンガスを吹き込んで、中に含まれる放射性のキセノン ^{133}Xe を検出することにより、その集合体が破損しているか否かを判定する方法

<関連タイトル>

[日本の研究炉の事故・故障の推移 \(1982年度～2003年度\) \(03-04-08-01\)](#)

[海外の主な研究炉 \(03-04-09-01\)](#)

<参考文献>

(1) EXPERIENCE WITH RESEARCH REACTOR INCIDENTS (TECDOC) IAEA, SEPTEMBER (1994)

(2) T.J.Thompson and J.G.Beckerley, The Technology of Nuclear Reactor Safety, Vol.1 MIT Press (1964)

(3) IAEA (編) : Nuclear Research Reactors in the World, REFERENCE DATA SERIES NO.3 (2000)

表1-1 海外の研究炉で発生した反応度の異常な上昇を伴う事故(1/2)

施設・原子炉名	国名	発生年月	事故の概要
Los Alamos研究所 [臨界集合体]	アメリカ	1945年8月21日 1946年5月21日	・臨界量の測定中に誤って臨界集合体装置の中にタングステンカーバイドのブロックを落とし、即発臨界に達した。実験作業員は推定 5.1Sv 被ばくし、28日後に死亡。 ・デモ中の実験でベリリウム反射体の取扱いミスにより超臨界に達し、8人が 0.37Sv～21Sv被ばくし、実験者は9日後に死亡。
Los Alamos研究所 [研究用沸騰水型原子炉]	アメリカ	1949年12月	高出力に改造した原子炉の制御棒を手動操作でテスト中に不用意に2本の制御棒を動かしたため、炉が暴走した。 1人被ばく 0.25Sv
Los Alamos研究所 [JEMIMA臨界集合体]	アメリカ	1952年4月18日	原子炉運転時のデータをプロットしていなかったため、計算の誤りによって臨界超過になるまで気づかなかった。
Chalk River研究所 [NRX炉] 熱出力:33MW	カナダ	1952年12月12日	冷却水の流量を小さくして低出力で反応度を制御する実験の際、制御棒駆動装置のバイパス弁が開かれ、計器板指示不良と誤操作から制御棒が引き抜かれ即発臨界に達した。
Idaho研究所 [EBR-1]高速実験炉 熱出力:1.2MW	アメリカ	1955年11月29日	出力急上昇の実験の際に、fast scramの指示が誤解されてslow scramの作動が行われたため、即発臨界に達した。燃料体が溶融。放射能の放出はほとんどなし。
Boris Kidrich 研究所 [RB] 臨界集合体	ユーゴスラビア	1958年10月15日	天然ウラン燃料・重水減速の臨界集合体で、安全棒と中性子束レコーダーが接続されておらず、モニター回路にも電気が入っていなかった。このため臨界超過まで気づかずに運転していた。
NRTS, (Idaho) [HTRE-3]	アメリカ	1958年11月18日	120kWまで出力を上昇中、サーボ機構の検出電離箱にかかっているイオン補集電圧が中性子線の増加とともに逆に低下したため、サーボ機構は更に制御棒を引き抜く方向に働き、熱電対が融けてスクラムした。
Saclay研究所 [ALIZE-1] 臨界集合体 (出力:1~100W)	フランス	1960年3月15日	低出力レベルで安定した炉周期の実験を行うために炉を臨界にし、増殖棒を引き抜く実験を行った際、誤って2本の増殖棒を完全に引き抜いてしまい異常を引き起こした。
Idaho 研究所 [SL-1] 熱出力:3,000kW 沸騰水型動力試験炉	アメリカ	1961年1月3日 この事故は発電炉の事故例としても扱われている。	制御棒駆動機構を取り付け中、制御棒を手で急速に引き上げたため、急速な反応度増加が起り、出力が上昇して炉内圧力が上昇し、これがさらに制御棒を引き抜く方向に働いたため爆発に至った。 この結果作業中の3名が死亡した。核分裂生成物はほとんどが建家内に閉じ込められていた。

下記の出典をもとに作成した。

[出典] EXPERIENCE WITH RESEARCH REACTOR INCIDENTS (TECDOC) IAEA, SEPTEMBER 1994

T.J.Thompson and J.G.Beckerley, The Technology of Nuclear Reactor Safety, Vol.1 MIT Press 1964

表1-2 海外の研究炉で発生した反応度の異常な上昇を伴う事故(2/2)

施設・原子炉名	国名	発生日月	事故の概要
Mol研究所 [VENUS] 熱出力:0.5kW タンク型炉	ベルギー	1965年12月30日	炉心内に手動で挿入する制御棒があり、手順書の指示では先に新たな制御棒を手動で挿入した後、他の制御棒を引抜くことになっていたのを誤って先の制御棒を引き抜いたため、即発臨界に至った。
Saclay研究所 [ISIS] 熱出力:700kW プール型炉	フランス	1968年10月15日	計測終了後、手順書に従って2本の制御棒を低い位置において実験用rigをクレーンによって取り出した。この操作中に閃光と音が発生した。実験用rigの取り出しにより、その吸収反応度が正の反応度として印加されたことによるものと考えられる。放射性物質の放出はなかったが、作業員は0.35mSv(0.035rem)の被ばくを受けた。
国立原子力エネルギー機構 [RA-2] 臨界実験装置	アルゼンチン	1983年9月23日	運転員の運転の誤りと、安全規則違反が重なり、即発中性子による即発臨界に達した。運転員の1人は、およそ21Gyのγ線と中性子線の照射を受けて48時間後に死亡した。何体かの燃料は損傷したが、FPIは放出されなかった。
テキサス農業機械大学 [AGN-201 TEXASA&M] 熱出力5W	アメリカ	1986年5月1日	50%の出力で運転中の原子炉から実験装置の回転ユニットが引き離され、115%過出力となって停止した。実験装置の反応度があらかじめ測定されていなかったことによる。
核反応原子力エネルギー研究所 [TRIGA II PITESTI] 熱出力:1.4MW	ルーマニア	1989年11月11日	長期間原子炉を停止し、制御盤のスイッチも切られていた。2体の燃料体をシャフリングするため引きあげたが、誤って同時に炉心から引き抜いた。グリッド板に燃料体が着座した時、チェレンコフ光が発光した。燃料体の温度は最大224℃に達したが、燃料にダメージはなかった。
ミシガン大学 [FNR] 熱出力:2MW プール型炉	アメリカ	1992年6月8日	燃料を交換した時の反応度を測定するため、原子炉が臨界状態にあるとき運転員が燃料を移動した。原子炉は直ちに未臨界となった。臨界中に燃料を移動したのは技術マニュアルに違反している。

下記の出典をもとに作成した。

[出典] EXPERIENCE WITH RESEARCH REACTOR INCIDENTS (TECDOC) IAEA, SEPTEMBER 1994

T.J.Thompson and J.G.Beckerley, The Technology of Nuclear Reactor Safety, Vol.1 MIT Press 1964

表2 海外の研究炉で発生した流路閉塞などに起因する原子炉冷却材の流量喪失による事故

施設・原子炉名	国名	発生日月	事故の概要
Chalk River研究所 [NRU] 熱出力:200MW 重水減速・冷却タンク型	カナダ	1953年5月23日	定常運転中に出力上昇率が過度になったため自動停止したが、原因をつかむことができなかったため再び原子炉を起動したが、自動停止した。3本の燃料体から異常な放射線レベルの警報が出ていたが、このうち破損を起こしていた1本は取り出し作業中2つ以上の小片に引きちぎられ、移動した時に3フィート位の燃料棒が空气中で燃えた。これにより全原子炉区域は著しく汚染した。
Santa Susanna [SRE] グラファイト減速、 ナトリウム冷却型	アメリカ	1959年7月26日	運転中に燃料チャンネル間の温度差が異常に高くなったので、原子炉を停止して調査した。調査の結果、炉内にある43本の燃料中10本の燃料が何らかの破損をしていた。
Watts Mills [WTR] 熱出力:60MW 軽水減速・冷却加圧型	アメリカ	1960年4月3日	設計ミスにより被覆が燃料ミートから剥れ冷却材流路を塞ぎ、燃料1体が溶融した。この事故で燃料芯材と燃料板の被覆が分離され、FPが放出された。
Idaho研究所 [ETR] 熱出力:175MW	アメリカ	1961年12月12日	90MWで運転中、水中を通して観察するための覗き箱が燃料要素の頂部に置き忘れていて、一時冷却材の流量が妨害され、6体の燃料の一部が溶解した。
Idaho研究所 [MTR] 熱出力:40MW 軽水減速・冷却タンク型	アメリカ	1962年11月13日	40MWで運転中、燃料体の出入口差圧の異常によりスクラムした。これは燃料要素上部に水補給タンクのガスケットが覆いかぶさり冷却水流路を塞いだためである。この結果、燃料板1枚の小部分が溶融した。
Oak Ridge研究所 [ORR] 熱出力:30MW 軽水減速・冷却タンク型	アメリカ	1963年7月1日	出力上昇中、原子炉出力計のふらつきと放射線モニターの警報が発報したので、24MWから出力を低下させ、手動で原子炉を停止した。点検の結果、ネオプレンガスケットが燃料要素1体の上端を閉塞しており、燃料板1枚が部分的に溶融していた。
Grenoble研究所 [SILOE] 熱出力:30MW 軽水減速・冷却・プール型	フランス	1967年11月7日	過出力(43MW)で試験運転を行っている時に燃料板6枚が溶融した。運転中に何らかの原因(流路閉塞又は流量配分の不均一が発生)により、冷却材流量が不足したことによるものと見られる。36.8gのウランと 2×10^{15} BqのFPが炉プール水中に放出された。
Mol研究所 [BR-2] 熱出力:100MW 軽水減速・冷却・タンク型	ベルギー	1975年6月12日	出力上昇中、一次冷却材中のFP汚染の信号によりスクラムした。炉停止中にドライバーが燃料の上部に落下して1体の燃料体の流路を閉塞した。約100cm ² の領域の部分が溶融した。

下記の出典をもとに作成した。

[出典] EXPERIENCE WITH RESEARCH REACTOR INCIDENTS (TECDOC) IAEA, SEPTEMBER 1994

表3 海外の研究炉で発生した原子炉冷却材が喪失した事故

施設・原子炉名	国名	発生年月	事故の概要
Virginia大学 [UVAR] 熱出力:2MW 軽水減速・冷却・プール型	アメリカ	1963年10月18日	プラスチック製のパイプをネジ止めた部分が分離して、パイプが破断した。プールの水位は約1フィート下り、低レベルでのフロートスイッチが作動し、ポンプの運転は停止した。ポンプを通して逆流した水は漏洩したが、炉心上部は数フィート以上の水位が維持された。
Michigan大学 [FNR] 熱出力:2MW 軽水減速・冷却・プール型	アメリカ	1963年秋	水平ビーム孔は長いものや短いものがあり、薄い空気が満たされている。ビーム孔が破損し、原子炉プールから実験場の床に流出した。幸いにもプラグは遮へい体から引抜かれておらず、素早く対応し水の流出を止めた。
Texas農業機械大学 [AGN-201 TEXAS A&M] 熱出力:5W 均質型炉	アメリカ	1963年11月	脱塩タンクのガスケットが破損して水が流出した。ホールドタンクに汲みあげたが溢れ出し、多量の水は地面に流出した。原子炉プールの水位は8フィートも下った。
Grenoble [SILOE] 熱出力:30MW 軽水減速・冷却・プール型	フランス	1986年12月2日	運転員は、蒸発による減少を補うため定期的に補給する水量が多いことに気づいた。燃料を取り出してプールの底を点検した結果、はっきりとした細かいクラックが見つかった。 この事故によって地下水が汚染された。エポキシ樹脂等で修復した陶器製のタイルの上に金属製のライニングを行い、プールの壁を保護した。修理にはおよそ2年間を要した。
NorthCarolina州立大学 [PULSTAR] 熱出力:2MW 軽水減速・冷却・プール型	アメリカ	1988年2月29日	N-16減衰タンクに接続する一次冷却系から発生した冷却水の漏洩は378 リットル/dayと見積られた。漏洩した冷却水は、外部に流出し、地下にしみ込んだ。

下記の出典をもとに作成した。

[出典] EXPERIENCE WITH RESEARCH REACTOR INCIDENTS (TECDOC) IAEA, SEPTEMBER 1994

表4-1 海外の研究炉で発生した機器または部品の故障や誤操作による事故(1/2)

施設・原子炉名	国名	発生日	事故の概要
Idaho研究所 [MTR] 熱出力:40MW 軽水減速・冷却・タンク型	アメリカ	1956年7月23日	燃料交換のため原子炉を停止し、炉心タンクが開放されたその脇で6人の作業者が働いていた。この6人は、炉心タンクの水位が低く不十分な遮蔽のもとで高レベルの炉心内実験物を移動した。結局8人が25mSv~215Svの被ばくを受けた。
Mol研究所 [BR-2] 熱出力:100MW 軽水減速・冷却・タンク型	ベルギー	・1966年12月7日 ・1969年1月29日 ・1969年9月20日 ・1976年7月16日	・水力ラビットキャプセルからUO ₂ -PuO ₂ が漏洩。 ・CEB-S型キャプセルの損傷。 ・水力ラビットの中のUO ₂ 燃料棒が焼損。 ・実験孔のUO ₂ キャプセルの焼損。
Mol研究所 [BR-2] 熱出力:100MW 軽水減速・冷却・タンク型	ベルギー	1968年1月26日	5.7tonのコンテナが水力ラビットの設置してある領域の上を通過したとき、落下した。施設の物理的な損傷はほとんどなかったが、コンテナは使用済燃料貯蔵ラックから2m離れた位置に落下した。
Mol研究所 [BR-2] 熱出力:100MW 軽水減速・冷却・タンク型	ベルギー	1971年2月23日	TeO ₂ を入れたキャプセルが照射孔内で焼損した結果、約37×10 ¹⁰ BqのI-131が照射孔内、原子炉プール及び原子炉建屋内に放出された。2人の作業員がそれぞれ500μSvおよび800μSvの被ばくをうけた。 施設外部に放出された1.9×10 ⁷ BqのI-131により、生後6ヶ月の幼児の被ばくとして、最大10μSvと推定された。
Mol研究所 [BR-2] 熱出力:100MW 軽水減速・冷却・タンク型	ベルギー	1972年7月18日	3tonクレーンに用いられているステンレス製のケーブルが破断して6mの高さからコンテナが落下した。ケーブルが破断した原因は、ケーブルの脱線に気づかず、2つのケーブル円形板の間の摩擦が大きくなったことによる。
Mol研究所 [BR-2] 熱出力:100MW 軽水減速・冷却・タンク型	ベルギー	1973年~1976年	1973年5月燃料被覆の破損が発生し、一次冷却系内の放射能は異常な値になったあと、ゆっくりと上昇した。一次冷却系の放射能汚染はその後熱交換器等の設備に接近できないほど増加した。 燃料被覆が破損した原因は、アルミニウム原材料または製造過程において不純物粒子がアルミニウム被覆材中に入ったためである。
Mol研究所 [BR-2] 熱出力:100MW 軽水減速・冷却・タンク型	ベルギー	1973年7月27日	照射したBR-2燃料を移動する20tonのB型コンテナが落下した。この時ビルの外側まで震動した。コンテナの落下による衝撃で燃料体が損傷した。

下記の出典をもとに作成した。

[出典] EXPERIENCE WITH RESEARCH REACTOR INCIDENTS (TECDOC) IAEA, SEPTEMBER 1994

表4-2 海外の研究炉で発生した機器または部品の故障や誤操作による事故(2/2)

施設・原子炉名	国名	発生日	事故の概要
Mol研究所 [BR-2] 熱出力:100MW 軽水減速・冷却・タンク型	ベルギー	1975年2月18日	9メートルの高さからナトリウムループが解体セル中に落下した。金属物体のエッジによってナイロンコードが切断された。
Warsaw研究所 [EWA] 熱出力:10MW 軽水減速・冷却・タンク型	ポーランド	1975年7月	建設時の放射線検査の記録が一切なかったため、1975年に放射線による検査を開始した。これにより原子炉タンクとの結合部を含む一次冷却系の溶接部にいくつかの重要な欠陥が見つかった。
Warsaw研究所 [EWA] 熱出力:10MW 軽水減速・冷却・タンク型	ポーランド	1988年10月10日	原子炉停止中、炉心から使用済燃料貯蔵プールへ燃料を移送中に移送機の掴みが適切でなかったため燃料要素の1体が落下し2つに割れた。破損した燃料要素は、燃焼度36%、1ヶ月間冷却したものであった。放出されたFPIは 1.8×10^9 Bqである。
Grenoble研究所 [HFR] 熱出力:57MW 重水減速冷却タンク型	フランス	1991年4月5日	原子炉停止後のビデオカメラによる目視検査で上部グリッド板にクラックを見つけた。高い中性子照射をうけて脆くなっていたこのグリッド板は一次冷却系のポンプによって、水力的な応力をうけて破損に至った。
Massachusetts大学 [UMLR] 熱出力:1MW プール型	アメリカ	1991年5月7日	技術仕様に反して、炉内にバスケットを装填し、1MWの出力で16分間原子炉を運転した。このバスケットが炉内に装填されると、燃料体周囲の流れが妨げられるので禁止されている。
Warsaw研究所 [EWA] 熱出力:10MW プール型	ポーランド	1991年12月2日	原子炉運転中にXeを入れた加圧型の照射用コンテナから放射化したXeとが外部に漏洩した。
Iowa州立大学 [UTR-10] 熱出力:100kW アルゴノート型	アメリカ	1992年11月13日	10W出力で中性子束の分布を測定した後手動でスクラムをしようとしたところ、安全棒1本が可動距離の33%のところでスタックしてしまった。他の2本の安全棒で原子炉を停止し、この安全棒も20分後には落下した。
Ohio州立大学 [Ohio大学炉] 熱出力:500kW プール型	アメリカ	1993年3月5日	500kW出力での運転を終了し、通常の停止方法で原子炉を停止しようとしたところ3本の制御棒のうちの1本がスタックしたので、他の2本で未臨界にした。
Michigan大学 [FNR] 熱出力:2MW 軽水減速・冷却・プール型	アメリカ	1993年3月24日	認可された最大出力を約15%上まわった出力(2.3MW)でおよそ11分間にわたって運転された。この時原子炉はスクラムしなかったが、これは安全限度とされるスクラムポイントの設定(規定値:2.3MW)が4.68MWであったことによる。

下記の出典をもとに作成した。

[出典] EXPERIENCE WITH RESEARCH REACTOR INCIDENTS (TECDOC) IAEA, SEPTEMBER 1994