

- 目 次 -

1. まえがき
2. 国外における全交流電源喪失事象(SBO)の位置付けと現状等について
 - 2.1 国外のSBOの規制上の位置付け及び取り扱いとプラント設計の現状
 - 2.2 国外の交流電源喪失事例等
 - 2.3 国外のSBO等に対する信頼性評価
3. 我が国におけるSBOの位置付けと現状等について
 - 3.1 SBOの規制上の位置付け及び取り扱い
 - 3.2 SBOに対するプラント設計の現状
 - 3.3 プラントの運転管理実施状況
 - 3.4 交流電源喪失事例等
 - 3.5 SBO等に対する信頼性評価
4. SBOに対する指針及び安全確保対策の評価
5. 結論
 - 5.1 調査結果のまとめ
 - 5.2 SBOに関する今後の課題
6. 添付図表

原子力発電所における
全交流電源喪失事象について

平成5年6月11日

原子力施設事故・故障分析評価検討会
全交流電源喪失事象検討ワーキンググループ

1. まえがき

全交流電源喪失事象(Station Blackout,以下「SBO」という。)とは、「外部交流電源喪失と同時に所内非常用交流電源が喪失する事象」をいう。(注)

即ち、SBOは、外部電源がすべて喪失し、かつ非常用ディーゼル発電機(Emergency Diesel Generator,以下「EDG」という。)の全数起動失敗等により発生する複合事象であり、その発生頻度は非常に低いと考えられる。

この万一のSBOの発生に備えて、原子力プラントは、短時間のSBOの発生に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できるよう設計されている。しかし、仮に短時間で交流電源が復旧できずSBOが長時間に及ぶ場合には、非常用蓄電池の枯渇による運転監視・制御機能等が失われ炉心の冷却等が維持できなくなることから、炉心の損傷等の重大な結果に至る可能性が生じると考えられる。なお、近年、SBOのような発生頻度が非常に低いと考えられる事象を含む想定し得るすべての事故シナリオを対応として、炉心損傷等の可能性を定量的に分析・評価する確率論的安全評価(以下「P S A」という。)が多くの国で行われている。

本ワーキンググループでは、①海外においては、短時間(調査した範囲では最長36分)ではあるがSBO事象が報告されていること、②米国の代表的な原子力プラントのP S Aの結果によるとSBOが炉心損傷の主要な寄与要因となる原子力プラントがあることが報告されていること、更に、③近年、米国内でSBOに対する規制措置がとられていること等に鑑み、SBOに関して国内外の原子力プラントについて規制上の要求事項、事故故障等の調査等を行い、主にこれらの現状について以下のとおり取りまとめた。(本ワーキンググループの構成員等は別紙の通り)

(注) 我が国の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」では、全交流断

り電源喪失事象とされている。

2. 国外におけるSBOの位置付けと現状等について

2.1 国外のSBOの規制上の位置付け及び取り扱いとプラント設計の現状

2.1.1 米国内

(1) 米国内の規制上の位置付け及び取り扱い

1975年に発行された「原子炉安全研究(Reactor Safety Study)」でSBOが炉心損傷発生頻度に重要な寄与を示し、また、米国内における非常用交流電源の信頼性は、当初想定していたほど高いものではないことが明らかになった。このため、原子力規制委員会(NRC)は、1979年、SBOを未解決安全問題(Unresolved Safety Issue: USI) A-44に指定し、1980年7月から新たな規制上の要求を行うべきか検討を開始した。

NRCは1988年8月、外部電源喪失の発生頻度及び継続時間の評価、非常用交流電源系の信頼性評価等、SBOについての技術的評価を行ったNUREG-1032を発行した。その中で、SBOによる炉心損傷の発生頻度を 10^{-5} /炉年以下にすることが望ましく、このためには各発電所においてSBOが2~8時間程度継続した場合でも炉心損傷に至らないという耐久能力を有するべきであると結論した。これを受け、NRCは1988年7月連邦規則(Code of Federal Regulations)10CFR50.63:「全交流電源喪失」(以下「SBO規則」という。)を追加し、SBOに対する耐久能力を有するかもまたは代替交流電源の設置等の対応策を必要とするかの評価を行うことを法的に要求した。また、NRCスタッフはSBOに対する耐久能力を評価する具体的な方法等を示した規制指針(Regulatory Guide)1.155(以下「RGL155」という。)を1988年8月に発行した。

一方、米国の電気事業者と原子力メーカーの連合組織である原子力経営人材協議会(NUKAR C)は、RGL155より詳細な評価方法等を示したNUMARC-8700をとりまとめた。NRCスタッフはNUMARC-8700をレビューし、NUMARC-8700に示された方法を受容できると承認した。

原子力発電所を有する米国の各電気事業者は、SBO規則に定められた1989年4月17日までに、NUMARC-8700に示された方法を用いてSBOに関する評価を行いNRCに提出した。NRCはこれらをレビューし、約半数のプラントについては、電気事業者の設備及び手順書等の変更計画を承認し、2年以内に変更するよう指示している。最終的には、1994年末を目標にこれら設備及び手順書等の変更を終了させる予定である。

(2) 米国内のプラント設計の現状と運転管理の概要

米国内の原子力発電所の電源構成は、プラントによって異なるが、図表2-1及び図表2-2に示す構成を基本としている。米国内の多くのプラントは、2つの異なる電圧の送電線により電力系統と接続されている。通常運転状態では、所内負荷は、主発電機に接続された所内補助変圧器を介して給電されている。原子炉の起動・停止時には、起動変圧器(停止変圧器または予備補助変圧器とも呼ばれる。)を介して給電される。安全関連の系統・機器への給電は、運転員の選択で所内補助変圧器、起動変圧器、EDCの何れから行われる。主発電機がトリップ等して所内補助変圧器からの給電が行われない場合には、安全関連の系統・機器への給電は、自動的に起動変圧器、またはEDCに切替えられる。起動変圧器、又はEDCのどちらを優先するかはプラントによって異なる。なお起動変圧器が信頼確保されている

- ②88日間に少なくとも1回行う点検
 - 蓄電池の各セルの電解液の液面チェック、電圧点検、比重測定、8つのセルの電解液の平均温度、蓄電池全体としての端子電圧点検、浮動充電時の電流点検
- ③18ヵ月に少なくとも1回行う点検
 - 蓄電池の各セル、端子板、ラック等の外観点検、セル間の接続線の抵抗点検・外観点検、8時間の充電点検
- ④18ヵ月に少なくとも1回原子炉停止中に行う試験
 - 蓄電池の電力供給能力を確認するため、8時間実際の負荷に接続する試験
- ⑤60ヵ月に少なくとも1回原子炉停止中に行う点検
 - 蓄電池の放電能力を確認するための試験

2.1.2 ドイツ

SBOは、その発生頻度が低いと考えられることから設計基準事故とはなっていない。また、SBOに対する規制上の明確な要求は明示されていない。但し、電源設備に対する設計要件として、原子力技術委員会(NTA)の定めた安全技術規則には、プラントの安全系の電力供給に關し、最低限、①主電源機からの所内補助電源、②2つの所外補助電源、③所内の独立した非常用電源、が利用可能であることを規定している。

ドイツの原子力発電所では、安全系の系統・機器は、通常運転時には所内の主電源機から電力の供給を受けているが、異常時には外部電源と接続され、電力の供給を受ける。図表2-5の電源設備概念図に示すように、電力系統とは少なくとも2系統(主送電線(380kV)と予備送電線(110kV))での接続が可能となっている。外部電源から電力の供給を受けられない場合は、各50%容量のEDG4基(各5MW)から構成される非常用電源設備1が起動され電力を供給する。最新のプラントでは、さらにEDG4基(各1MW)から構成される非常用電源設備2も追加されている。万一SBOとなった場合は、所内周辺の地下に埋設された電気ケーブルから電力の供給を受けられることとなっている。また、SBO時には蓄電池は少なくとも2時間必要な負荷に電力供給できる容量を有している。

外部電源喪失時のPWRの炉心冷却機能としては、非常用電源設備1から電力供給される起動・停止時給水設備によって蒸気発生器(SG)への給水が確保される。この設備が機能しない場合は、4系統から構成される非常用給水設備によってSGへの給水が確保される。非常用給水設備の電力供給は、非常用電源設備1または2から行われる。この他、アクシデントマネージメントとして、二次系及び一次系でのフィード・バック・ブリード・ダウン運転により炉心損傷を回避することとしている。PWRでも、アクシデントマネージメントとして、原子炉容器内に給水タンクからの受動的注水、消火ポンプによる純水タンクからの注水等も行えるようになっている。

る場合は、これもバックアップとなる。全ての外部電源が喪失した場合は、EDGが自動的に起動し、安全関連の系統・機器へ給電される。

RG1.155によりSBO時の耐久能力を示せなかった場合に、SBO規則に従って設置を義務付けられている代替交流電源とは、安全関連の系統・機器へ、所内または発電所近くから給電可能な交流電源で、具体的な例をあげると次のようになる。単一設置サイトでは、所内の非常用の区分に属さないEDGまたは所外の火力・水力発電所からの受電設備の設置、また複数設置サイトでは、各プラントの非常用母線間でクロスタイの設置である。例を図表2-3及び図表2-4に示す。

米国の原子力プラントの電源系についての運転管理は、技術仕様書に規定されている。ここでは、プラントを特定しない標準技術仕様書に規定された電源系の運転管理の概要を紹介する。

1) EDGのサーベランス

①無負荷起動試験

無負荷起動試験は、手動起動番号、外部電源喪失模倣番号等によりEDGを起動させ、10秒以内に規定回転数、発電機電圧、周波数が確立されることを確認するものである。

②負荷運転継続試験

起動試験に引き続き負荷を取る試験で、60秒以内に、同期及び規定電圧が確保され、60分間以上運転を継続することができることを確認するものである。

③EDGの試験頻度

EDGの無負荷起動試験及び負荷運転継続試験の試験頻度は、当該プラントのそれまでの試験の成績を基に、次のように規定されている。最近の100回の試験中に発生した故障回数が、0または1回の場合は31日間に少なくとも1回の試験、2回の場合は2週間に少なくとも1回の試験、3回の場合は1週間に少なくとも1回の試験、4回以上の場合は3日間に少なくとも1回の試験を行う。

④原子炉停止中でのEDGの試験

上記無負荷起動試験及び負荷運転継続試験の他に、18ヵ月に少なくとも1回原子炉停止中において行う試験が規定されている。その主なものは、24時間負荷を取ったまま運転継続できることを確認するための試験、負荷遮断時の能力を確認するための負荷遮断試験、外部電源喪失時の負荷切り離しと負荷シャワーケンサによる接続を確認するための自動投入試験等である。さらに10年間に少なくとも1回、2台のEDGの分離・独立性を確認するための同時起動試験を行うこととなっている。

2) 蓄電池等直流電源の点検

250/125Vの蓄電池、充電器等については、次のような頻度で各点検項目を行うこととなっている。

①1週間に少なくとも1回行う点検

蓄電池の代表セルの電解液の液面チェック、電圧点検、比重測定

が盛り込まれた。今後新たに設置されるプラントは、この指針に基づいて設計される。

イギリスのサイズウェル原子力発電所 (CCR及びPRRが1基ずつ設置されている) を例に電源設備の概要を示す。電源設備は図表2-7に示すように、2系統 (各々2重回路であり、計4回路) の送電線により電力系統と接続されている。このうち、2回路は所内変圧器を介し、残る2回路は主変圧器/ユニオン変圧器を介して、所内母線に給電されるようになっている。所内変圧器を介して所内母線に給電する際には、切換え操作は不要なものに対し、主変圧器/ユニオン変圧器を介して給電する際には、原子炉トリップ時主変電機を切り離すために発電機遮断器を開ける必要がある。これら外部電源との接続の他に、発電所内の4基のEDGからも電力供給を受けるようになっている。蓄電池の容量はSBO時に必要な負荷に単独で2時間電力供給できる容量を備えており、さらに蓄電池充電用DGによって充電が可能であり、SBO時に最低24時間原子炉の選型停止状態が維持できるようになっている。

2. 2 国外の交流電源喪失事例等

2.2.1 SBO事例

これまで国外では、短時間ながら幾つかのSBO事例が発生している。その例を記す。

①米国Susquehanna 2号炉でのSBO事例 (IRS487)

1984年7月28日、Susquehanna 2号炉 (BWR、出力1065MWe)は、試験運転の一環として30%出力で、負荷遮断及び外部電源喪失試験が行われた。試験は午前11:37に開始され、2号炉の主要電機遮断器及び起動変圧器から4160V非常用母線への遮断器が開かれた。この結果、タービンバイパス弁が急速閉となり、原子炉がスクラムし、13.8kV母線及び4160V非常用母線も電源喪失した。しかし、母線の喪失に応じて自動起動すべきEDGは4基共起動せず、この時点でSBOとなった。運転員は、EDGを手動で起動させたが過電圧等でトリップした。そこで外部電源を復旧させようとしたが、遮断器が開らず失敗し、最後に隣接した100%出力運転中の1号炉から4160V非常用母線に給電することとした。午前11:48 (試験開始から11分後)に4本ある4160V非常用母線の最初の母線が復旧し、午前11:54 (同17分後)に最後の母線が復旧した。EDGが起動しなかった原因は、試験開始手順の1つである起動変圧器から4160V非常用母線への遮断器を開いた後の操作として、その遮断器の開閉制御のための直流電源スイッチも開くことになっていったが、運転員が誤って非常用安全系論理回路用の直流電源スイッチを開いたためであった。起動変圧器から4160V非常用母線への遮断器は母線の数に対応して4つあるが、運転員は全く同じ操作を繰り返したため、全てのEDGが起動しなかった。これらの操作は、経験が十分でない運転員によって行われたが、一緒に立合っていた試験運転の経験豊富な技術者はこの過程に気付かなかった。

②米国San Onofre 1号炉でのSBO事例 (IRS588)

1985年11月20日、San Onofre 1号炉 (軽型3ループPWR、出力450MWe)は、排水器で発生した海水漏洩の修理のため定格の80%で運転中であつたところ、深夜に外部電源に接続されている補助変圧器Cから給電されている安全関連母線ICの地絡警報が点灯した。原因調査

2.1.3 フランス

フランスの原子力プラントの電源設備等についての具体的な設計要件は、産業貿易省に設けられた原子力施設安全局 (DSIN) (許認可手続き等の際には産業貿易省と環境省の両省の下に位置する。)が定めた安全基本規則 (RFS)、及び産業貿易大臣がフランス電力公社 (EDF)総裁に定めた幾つかの指針書 (以下「指針書」という。)によっておられる。

現時点までの調査によれば、以下の通りである。1977年7月の指針書において、原子力プラントの包括的な確率論的安全評価の目標が出された。これにより、「原子炉施設設計において、許容できな結果を引き起こす全確率が 10^{-6} /炉年を超えないよう配慮すべきである。また、個々の事象について許容できな結果を引き起こす確率が 10^{-7} /炉年を超えない場合も、設計で考慮すべきである。」と結論し、更に「SBOを含む幾つかの事象の発生確率とその結果について検討すること」が要求された。その後、DSINはEDFに対し、既存プラントのSBOによるリスク低減のため設計改訂又は運転要領を提案するよう要求した。また、1983年10月の指針書において、1400MWeの新しいプラントに対し、設計での考慮を要求した。EDFは、これらを受けて原研プラントに対しては追加設備の利用を含むHS運転要領を作成し、DSINの承認を受けるとともに、1400MWeの新しいプラントに対しては設計段階での対応を行った。

1985年には安全基本規則が改訂され、Appendixとして1988年の指針書を引用して設計段階からSBOに対する対策を講ずることを要求した。

なお、安全基本規則においては、発電所の電源は、4つの独立した系統、すなわち、2系統の送電系統と、さらに所内にある各100%容量のEDG2基から構成されていること等が要求されている。例として80万kW級PWRの電源構成を図表2-6に示す。

複設設置サイトでは、隣接プラントとの母線接続も可能である。この他、100%容量の移動式ガスタービン発電機がサイト内に設置され、非常用母線に給電可能となっているプラントもある。また、SBO時に必要な負荷に電力供給できる蓄電池の容量は4時間であり、さらにSGからの蒸気によって駆動される予備系気動タービン発電機から充電することが可能であり、これにより直流電源は3日間確保されることとなっている。

SBO時の炉心冷却機能としては、炉水貯蔵タンクを水源としたタービン駆動ポンプを有する補助給水設備がある。さらに、長期の冷却能力を確保する観点から炉水貯蔵タンクへの水の補給に、熱水タンクからの重力による移送、消防用の移動式ディーゼルポンプの利用等が行えるようになっている。これらの措置により、SBO時の炉心冷却能力は3日間になっている。

2.1.4 イギリス

イギリスの原子力発電所の電源設備等についての具体的な設計要件は、原子力施設検査局 (NII)が定めた原子力発電所安全評価指針 (SAP)によっておられる。原子力発電所安全評価指針は、1992年末に改訂された。今回の改訂では、これまでSBOに対する規制上の要求がなかったものが、短時間のSBOに対応できるように設計すべきとの規制要件が明文化されるとともに、設計基準を超える事象に対する設備対応要件とシビアアクシデント対策への要件等

の過程で補助変圧器Cの2次側での地絡と推定されたため、母線1Cへの電力供給を、補助変圧器Cから主発電機に接続されている補助変圧機Aから拾電されている通常母線1Aに切替えて運転が行われていた。(電源構成を図表2-8に示す。)

11月21日午前4:51に、補助変圧器Cでさらに過電流が検知され、保護リレーが作動し、補助変圧器Cは隔離された。この結果、補助変圧器Cから電力供給されていたもう1つの安全閥連母線2Cが電源喪失したため、母線2Cにつながるバイタル母線(120V)4が電源喪失した。運転員はバイタル母線4の喪失に対応して、手動で原子炉及びタービンを手動でトリップしたため、母線1Cも含めた所内交流電源が喪失した。母線2C及び1Cの喪失に伴い、EDG2及び1が自動起動した。安全閥連母線への電力復旧は全自動ではなく、運転員が手動で遮断器を閉にする手順となっていたため、この時点でS80となった。ここで運転員は、外部からの電源の復旧を優先することになっていたもので遮断器の閉鎖を行った。しかし、電源の同調に失敗したり、リセットボタンを押したりしたことで遮断器の開鎖を行った。しかし、電源が喪失して約4分後の午前4:55頃、5度目の操作で遮断器を閉にすることができ、外部電源から補助変圧器A及びBを介して所内電源が復旧された。

この間、母線2Cの喪失に伴った東側主給水ポンプの停止の際、吐出側の逆止弁が閉止しなかったため、運転を継続していた西側主給水ポンプからの給水が逆止弁を通過して東側の給水加熱器から復水器へ至る配管を加圧した。この結果東側薬5段給水加熱器の伝熱管数本及び胴側が破損した。また、タービントリップにより母線1Cに接続する西側主給水ポンプが約20秒遅れて停止した際、吐出側の逆止弁等が閉止しなかったため、主給水管内で逆流が生じ、水平配管内に空腔が生じたところへ、電源復旧後低温度の補助給水が流れ込み、ウォーターハンマが生じ、給水管の支持構造を破損させた。これらの破損により、給水が漏洩したためSG-Bがドライアウトしたが、結果としては約8時間後には冷却停止状態とすることができた。

③米国Vortle 1号炉での原子炉停止中におけるSBO事例 (JRS1088)

Voeltle 1号炉 (軽水炉型4ループPWR、出力1079MWe)は、1990年2月23日以来、燃料交換のため原子炉を停止し、SGの補修作業のため原子炉水位を下げてミッドループ運転が行われていた。この間余熱除去系Aトレンドによって炉心の崩壊熱除去が行われていた。またこのとき、EDG1基及び補助変圧器も点検等のために供用から外され、工学的安全設備等の安全関連の系統・機器への電力は予備変圧器を介して外部電源から供給されていた。3月20日、午前9:20に閉鎖付付近で燃料油運搬用トラックが予備変圧器に給電していた230KV送電線の支柱に衝突したため、導子が破損し送電線が地絡した。この結果、予備変圧器を介して給電されていた非常用母線1Aが電圧低下となったためEDG1Aが自動起動したものの、80秒後にトリップしたEDG1Aを再度起動したものの、70秒後に再トリップし、3度目の起動に成功し非常用母線1Aへの電源が復旧したのは、電源喪失後38分たった午前8:56であった。この間、崩壊熱除去が行われなかったために一次冷却材温度は約82°Cから約60°Cまで上昇した。本事例に対して設置者は、「サイト緊急事態」を宣言した。なお、EDG1Aのトリップの原因は、冷却系の温度センサーの不具合と推定されている。

2.2.2 外部電源喪失事例

国外で発生した外部電源喪失事例の中から注目すべき事例を記す。

①スウェーデン南部地域電力系統の広範囲な異変

スウェーデン南部地域への電力供給は6回線の送電線網から構成され、北部地域及びノルウェーとも接続されていた。1983年12月27日、電力供給が逼迫している折から、欠陥のある断路器が発見されたため、切替を行ったところ、6回線の送電線の内2回線が隔離されてしまった。この結果、残る4回線の送電線では送電容量不足となり、大きな電圧変動が発生した。このような時には、地域別に帯給バランスをとり部分的な停電となった(12:57)。スウェーデンでは外部電源が喪失した場合、原子炉は送電線から切り離され、所内負荷に給電するための低出力での所内単独運転が認められている。この地域には合計9基の原子炉(Osaka (Forsmark-1)を除き低出力運転への移行に失敗しトリップした。1つのプラントで1基のガスタービンの起動失敗を含め、幾つかの不具合はあったものの、所内非常用電源は確保され、いずれのプラントも27日から28日にかけて送電を再開した。

②米国

米国で多くの外部電源喪失事例が発生しているが、その継続時間1時間以上のもの、1時間未満であっても同時にEDGの起動失敗等電源系に関するトラブルが起こっている事例の概要を図表2-8にまとめる。

2.2.3 EDGの故障事例

EDGは、外部電源喪失時原子炉を安全に停止するのに必要な系統・機器に電力を供給するために設置されている。EDGは、ディーゼル機関によって発電するが、このようなEDG本体以外にも次のような補助系統から構成されている。

- (1) 起動用空気系統
ディーゼル機関を起動させるために空気溜めに圧縮空気を蓄える。
- (2) 潤滑油系統
機械的な可動部に潤滑油を供給する。
- (3) 冷却水
EDGが待機中には、ディーゼル機関に過水を供給し、起動がスムーズに行なわれるように冷却水を供給する。
- (4) 燃料系統
ディーゼル機関に燃料を供給する。
- (5) 制御系統

(6) その他補助系統

EDGの起動・停止、出力制御、負荷への給電の制御等を行なう。
EDG室の空温維持のための換気空調系、潤滑油系、冷却水系の冷却器を冷やす補機
冷却系、制御回路用電源等がある。

このように複雑な構成となっているEDGの故障事例は、発動要求時だけでなく、定期試験中のもも含めて数多く報告されている。図表2-10に米国のEDGの故障例から、共通原因故障の側面を持つものを中心にまとめる。

2.2.4 直流電源系の蓄電池、充電器等の故障事例

直流電源系の蓄電池、充電器等の故障を、IRSに報告されているものを例として、図表2-11に示す。

2. 8 国外のSBO等に対する信頼性評価

2.8.1 外部電源の信頼性

米国の原子力発電所で発生した外部電源喪失事象については、NRC(NUREG-1032)及び米国の電力研究所(EPR1、NSAC-144、-147)で分析が行われている。NRCの分析は、SBO規則の基礎となったもので1989年～1985年のデータをもとに、外部電源喪失事象の発生原因別に分類してその頻度を示している(図表2-12参照)。17年間に合計84件の外部電源喪失事例があり、その発生頻度は約0.114/サイト・年となっている。また、NUREG-1032において米国の最も高い信頼性を持つグループに分類される原子力プラントの外部電源喪失後30分間での復旧失敗率は約0.5である。

EPR1の分析は、1975年～1989年のデータをもとに、外部電源喪失の継続時間別で分類している(図表2-13参照)。15年間に、合計49件の事例があり、発生頻度は約0.059/サイト・年であり、外部電源喪失の継続時間(外部電源復旧時間)は中央値で約30分となっている。外部電源喪失の継続時間が長いものは、悪天候を原因としたものが多くなる傾向を示している。なお、外部電源喪失の継続時間が最長なのは約19時間であった。なお、1992年にはハリケーンにより約4.5日間にわたって外部電源が喪失した(EDGは外部電源復旧後には外部電源の信頼性が十分でなかったため更に約2日間運転を継続した)事例も発生している。

2.3.2 EDGの信頼性

国外のEDGの信頼性データから主要なものうち、起動失敗を図表2-14(1)に、また運転継続失敗を図表2-14(2)にまとめる。なお、NUREG-1032においては、EDGの起動失敗確率データを米国内平均で約 $2 \times 10^{-2}/d$ と評価されている。

2.3.3 非常用蓄電池の信頼性等

米国においては、非常用蓄電池の故障事例、直流電源系の故障事例等が報告されている。また、非常用蓄電池の容量は、NUREG-1150によると例えばSurryにおいて、負荷切り離しを行わない場合は2時間、負荷の一部切り離しを行った場合には4時間と評価されている。

2.3.4 PSAの結果

PSAでは、起因事象として外部電源喪失を想定してイベントツリーを作成し、その中で非常用電源系が起動失敗又は運転継続失敗し、さらに外部電源も復旧しない結果としてSBOとなる場合について炉心損傷に至るものをモデル化するものが通例である。なお、SBOによる炉心損傷発生頻度は、外部電源の復旧及び運転手噴香をどこまで考慮するかで大きく変わり得る。PSAにおいて、これらをどう考慮するかはプラント設計や評価者の判断等により異なっているため注意が必要である。以下、国外のPSAの結果を、内的起因事象に限定し、評価された炉心損傷発生頻度を紹介する。

①米国

NRCは1980年に5基の原子炉に対するPSAの最終報告書NUREG-1150を発行した。NUREG-1150では、3基のPWR(Surry(PII型)3ループ、負圧格納容器、出力788MWe)、Sequoyah(PII型4ループ、アイスコンデンサ型格納容器、出力1146MWe)、Zion(PII型4ループ、乾式格納容器、出力1100MWe)及び2基のBWR(Peach Bottom(6E、BWR-4、Mark-I型格納容器、出力1150MWe)、Grand Gulf(6E、BWR-6、Mark-III型格納容器、出力1250MWe)を対象にPSAを行った。ここでは、起因事象発生頻度や機器故障率について一般データを示すとともに、プラント個別の解析ではプラントの運転経験を一般的なデータに反映したプラント固有データを用いて定量化している。一般データでは外部電源喪失発生頻度を約0.1/炉年としている。5基の原子炉の外部電源喪失発生頻度と炉心損傷発生頻度を図表2-15にまとめる。

②ドイツ

ドイツの原子炉安全協会(GRS)は、Biblis Bプラント(ドイツ型PWR、出力124万kW)を対象に、2期に分けてドイツリスク研究を行い、1979年に第1期研究を終了し、1989年に第2期研究を終了した。

第2期研究では、外部電源喪失を含めた運転時の異常な過渡変化の発生頻度をBiblis Bプラントの運転経験から評価している。外部電源喪失発生頻度は、約0.13/年と評価され、この時の炉心損傷発生頻度は約 2.2×10^{-9} と評価されており、内的事象による全炉心損傷発生頻度約 2.6×10^{-9} に対する寄与は約8.5%となっている。第1期研究での外部電源喪失による全炉心損傷発生頻度への寄与は約15%であり、この違いは第1期研究終了後行われた設計変更によるものである。外部電源喪失発生頻度と炉心損傷発生頻度を図表2-16にまとめる。

③フランス

フランスでは、原子炉の標準化が進んでおり、2つの標準炉型である90万kW級及び130万kW級PWRのPSAが行われている。これらのPSAでは、通常対象とされる出力運転中に発生する起因事象の他に原子炉の停止時も含めた評価が行われているのが特徴である。ここでは、フランス原子力庁(CEA)原子力安全防衛研究所(IPSN)が、1990年に90万kW級PWRに対して行ったPSAの結果を、他との比較のために出力運転中に限って紹介する。

3. 我が国におけるSBOの位置付けと現状等について

3.1 SBOの規制上の位置付け及び取り扱い

(1) 規制上の要求

我が国の原子力発電所の電源系統は「安全機能を有する構造物、系統及び機器」と位置付けられ、安全設計に関して種々の規制を受ける。

電源系統の安全設計に関する規制上の要求は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(以下「安全設計審査指針」という。)(「指針48. 電気系統」に定められている。その内容は、図表3-1に示すように、外部電源系は2回線以上の送電線により電力系統に接続すること、並びに多重性又は多様性及び独立性を有した非常用所内電源系を設けることに規制される。

また、非常用所内電源系統は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(以下「重要度分類指針」という。)(により、クラス-1(MS-1)の機器に分類され、その設計において「合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ維持すること」の基本的目標の達成が要求されている。

さらに、「安全設計審査指針」では、図表3-1に示す如く「指針27. 電源喪失に対する設計上の考慮」において、外部電源喪失と構造物の非常用所内電源設備が同時に不作為となる短時間の全交流電源喪失について、原子炉の停止とその後冷却ができるよう設計上考慮することが要求されている。なお、指針27の解説によると長時間にわたる全交流電源喪失は、送電線の復旧又は非常用交流電源設備の復旧が期待できるので考慮する必要はないとされている。また、非常用交流電源設備の信頼度が、十分高い場合には、設計上全交流流動力電源喪失を想定しなくともよいとしている。

一方、安全評価に関する規制上の要求は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下「安全評価審査指針」という。)(に定められ、「外部電源喪失」について「運転時の異常な過渡変化」として評価が要求されている。全交流電源喪失事象については、「安全評価審査指針」での評価項目となっていない。

(2) 図表指針の要求に対する設計の現状

我が国の原子力発電所の電源系統の設計は、「安全設計審査指針」の指針48の要求を受けて、

- ・ 重要度の特に高い安全機能を有する構造物、系統及び機器は、外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられる設計
 - ・ 外部電源系は、2回線以上の送電線により電力系統と接続する設計
 - ・ 非常用所内電源系は、多重性又は多様性及び独立性を有し、その系統を構成する機器の単一故障を仮定しても、所要の安全機能を確保できる容量及び機能を有する設計
 - ・ 重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計
- となり、外部電源系及び非常用所内電源系が所要の安全機能を十分確保できる設計方針がとられている。

さらに、ブラントは、「安全設計審査指針」の指針27の要求を受けて、約80分の

SBOに至る過程として、主送電線(400kV)のみが喪失した場合(発生頻度、約0.3/炉年)、主送電線及び補助送電線(225kV)の同時喪失(発生頻度、約 2.8×10^{-2} /炉年)と、さらにEG1台も故障する場合(発生頻度、約 6.85×10^{-4} /炉年)を評価している。しかし、これらだけでは直接炉心損傷に至らず、さらに所内のEG2台も故障して全交流電源が喪失(発生頻度、約 1.81×10^{-3} /炉年)した時、炉心損傷に至り、その発生頻度を約 1.80×10^{-7} と評価している。また、このような外部電源の喪失を起因とする以外に、所内の非常用母線の短絡から全交流電源が喪失(発生頻度、約 8.47×10^{-3} /炉年)した時の炉心損傷発生頻度を約 1.35×10^{-7} と評価している。この評価から内的事象による全炉心損傷発生頻度を約 3.4×10^{-5} に対する寄与は極く小さく小きなものとなっている。外部電源喪失発生頻度と炉心損傷発生頻度を図表2-17にまとめると、

全交流電源喪失が発生した場合でも、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却が確保できる設計方針がとられ、このことは、後述するように十分確保されている。

3. 2 SBOに対するプラント設計の現状

(1) 電源構成及びプラント設計

原子炉発電所では、通常運転中の主要電機からの発電電力は主変圧器を通し電力系統に送るとともに、所内の常用負荷等に電力を供給するため、発電電力の一部を所内変圧器を通じて常用母線等に供給している。また、プラント停止中でも所内への電力供給ができるよう、起動変圧器が設けられ、所内の常用、非常用母線へ電力系統から供給可能なように設計されている。これらの電源構成はプラント毎に様々なものがあるが、我が国の原子炉発電所では、安全設計審査指針の要求により原子炉施設の外部電源系は少なくとも2回線の送電線と接続され、電力系統から非常用母線等への給電が可能で設計となっている。また、この他にも独立した外部電源系から予備電源変圧器を介して給電可能なプラントもある。

このような外部電源からの電力供給ができない場合でも、非常用所内電源系が設けられ、工学的安全施設等が接続される非常用母線への電力供給が可能となっている。我が国の原子炉発電所では、安全設計審査指針の要求により、非常用所内電源系には多様性又は多様性及び独立性を有していることが要求されており、このため全てのプラントは2系統以上の独立した非常用所内電源系を有しており、各系統にはEDGを備えている。ただし、BWRの一部のプラントでは、EDG2系統中には1系統を2プラントで共用して用いている例がある。また、非常用所内電源系には蓄電池、赤電器等からなる直流電源設備があり、タービン駆動のポンプ（PWRのタービン駆動補助水ポンプ、BWRのR/CIC（原子炉隔離時冷却系）等の制御、原子炉状態の監視、非常用照明、等の負荷に給電できるものとなっている。

一方、隣接プラントを有するプラントにおいては、その隣接プラントからの電力の融通が可能であるものがある。

なお、地震により原子炉施設の安全性を損なうことがないよう、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和56年7月20日決定）」等に基づき、非常用所内電源系は耐震Ⅱクラスで、タービン発電機は耐震ⅢまたはCクラスで設計されることとなっている。また、国際所設協会は、日本電気協会の「発電所等における電気設備の耐震対策指針（昭和55年5月）」に基づき設計されることとなっている。

更に、火災により原子炉施設の安全性を損なうことのないよう、「発電用軽水型原子炉施設の火災防壁に関する審査指針（昭和55年11月6日決定、平成2年5月30日一部改訂）」に基づき、①火災発生防止（実用上可能な限り不燃性、難燃性材料を用いる設計とする等）、②火災検知及び消火（適切な火災感知器、消火装置の設置、消火装置の誤動作等により安全上重要な系統、機器の安全機能を失わないような設計とする等）、③火災の影響を軽減する（安全上重要な系統、機器を設置する区画は、隣接区画の火災による影響を軽減する対策を講じている設計とする等）の3方面を適正に組み合わせる等の設計がなされていることとなっている。

我が国の原子炉発電所の電源構成を図表3-2(1)～(4)にまとめ、図表3-3(1)及び(2)に電源設備構成例を示す。また、我が国の原子炉発電所の非常用電源設備の耐震クラスを図表3-3(1)及び(2)にまとめ、

(2) SBOに対する設計の現状及びプラントの耐久能力

① BWR

SBOが発生した場合、原子炉保護系の電源が喪失する等の理由により、原子炉は自動的にスクラムする。スクラム後、炉心崩壊熱により原子炉圧力が上昇し、この結果、S/R弁（逃がし安全弁）から原子炉蒸気をサブプレッションポンプへ排出するため、原子炉水位は一旦低下する。炉心冷却を確保するため、原子炉水位の維持が必要となる。交流電源に依存しない炉心冷却機能として、BWR-3ではR/CIC（隔離時後冷却系）及びHPCI（高圧注水系）、BWR-4ではR/CIC（原子炉隔離時冷却系）及びHPCI（以下「R/CIC等」という。）、またBWR-5ではR/CICの利用が可能であり、崩壊熱による原子炉水位の低下を緩和または回復するためには最小限R/CICまたはR/CIC等の動作が必要である。

これらR/CICまたはR/CIC等の運転経路は、R/CIC等の駆動源である蒸気を供給する「主蒸気供給圧力」、制御するための直流電源の「蓄電池容量」、炉内へ注水するための「水源容量」に制約される。ここでR/CICによる原子炉の冷却維持時間は、R/CICの凝縮能力すなわちR/CICの隔離時後冷却器の容量で決定され、主蒸気供給圧力は制約とはならない。さらに、交流電源の喪失による換気空調系の停止に伴い「R/CIC室温度」、「HPCI室温度」及び「中央制御室温度」が上昇するので、これらも運転経路の制約となり得る。

原子炉水位が確保された後は、炉心の崩壊熱による原子炉蒸気はS/R弁が閉鎖を繰り返すことによりサブプレッションポンプに排出されるので、サブプレッションポンプ水位が上昇する。この原子炉蒸気の排出に伴い放射性物質が放出される恐れがあることから、これらを環境に放出させないようにするために格納容器の健全性維持が必要である。このためには、原子炉蒸気の排出に伴い上昇する「サブプレッションポンプ水温度」や、交流電源の喪失によるドライウエール冷却系の停止に伴う「ドライウエール雰囲気温度」の上昇が制約となる。BWRのSBO時の事故シナリオを図表3-4にまとめ、

これらの制約因子に対するプラントの耐久能力を、各炉型の代表プラントについて評価した。

i) 炉心冷却の維持

a) 主蒸気供給圧力

BWR-4/5では、原子炉水位は一旦低下するが、R/CIC等の作用により回復し、炉心は冠水維持され、R/CIC等が作動している限り水位は維持される（図表3-5）。一方、原子炉圧力は逃がし安全弁設定圧に維持されることから、R/CICタービン（及びHPCIタービン）への蒸気供給は、SBO中十分に維持できると評価される。なお、BWR-3では、前述のようにR/CICを有していることで、主蒸気供給圧力は制約因子とならない。図表3-6にR/CICの系統概要図、図表3-7にR/CIC及びHPCIの系統概要図を示す。

b) 蓄電池容量

BWR-3では蓄電池容量は、1時間後述に交流無停電電源装置等の不要な負荷を停止または切越すことによりR/CICの運転及び原子炉状態監視を約10時間維

統可能な容量を有する。
BWR-4/5では、1時間後迄に交流無停電電源装置等の不要な負荷を停止または切り離すことにより、「3.3(4)」J)、RCIC等の運転及び原子炉状態監視を約8時間継続可能な容量(BWR-4ではRCICとHPCIを4時間ずつ運転可能な容量)を有する。なお、原子炉状態監視(原子炉水位、圧力)のためには一部のアラートでは交流無停電電源装置を一時的にインサービス(但し、不要負荷切り離し)することが必要とされる。

なお、BWR-3/4/5について不要な負荷の切り離しを行わない場合の給電可能時間は概略約2~4時間である。

c) 水源容量
BWR-3では、隣隣時復水器を水源としてICで6時間冷却できる他、ろ過水タンクから消火系により補給することにより、更に約10時間ICで冷却可能な容量を有する。

BWR-4/5では、CST(復水器タンク)を水源としたRCIC等への補給水で約8時間給水可能な容量を有する。この容量はCST最低水量であり、通常運転中は一般にこれ以上の容量を有する。

d) RCIC室温度(またはHPCI室温度)
BWR-4/5では、ポンプ、配管からの放熱、壁及び床の熱容量を考慮したモデルで解析した結果、換気空調系停止後のRCIC(またはHPCI)室温の上昇は緩やかであり、ハードウエア設計用の环境温度100°Cに到達するのは8時間以降である。

なお、BWR-3では、ICを有しているの室温上昇は制約因子とならない。
e) 中央制御室温度

BWR-3/4/5とも、熱負荷としてパイタル電源・直流電源等を考慮し、室内機本体、壁及び床等の熱容量を考慮したモデルで解析した結果、換気空調系停止後の中央制御室の室温上昇は緩やかであり、制御型の環境条件最高設計温度40°Cに到達するのは8時間以降(但しBWR-3は10時間以降)である。

ii) 格納容器の健全性維持

a) ドライウェル雰囲気温度

原子炉圧力容器からの放熱、ドライウェル外壁からの熱放出、構造材及び躯体の熱吸収を考慮したモデルで解析した結果、SBOが8時間継続すると想定した場合もドライウェル雰囲気温度は設計温度より低い。

b) サプレッションプール水温度

サプレッションプール水温がサプレッションタンク内バ設計温度(Mark-I:138°C、Mark-II:104°C)に到達するのは、8時間以降である。

なお、BWR-3では、ICを運転することにより、原子炉圧力は低下するので、サプレッションプール水温が上昇する要因はない。ICの水源である隣隣時復水器の周囲の設計温度は121°Cであるが、周囲の水は、管内の原子炉蒸気のもつエネルギーを奪って沸騰し、蒸発した蒸気はベント管を通過して大気へ放出されるので、水を保有している限り設計温度を上回ることはない。このICは約10時間運転可能な水源容量を有している。

代表BWRの評価結果を図表3-8にまとめる。

② PWR

PWRプラントにおいてSBOが生じると、原子炉トリップ信号により原子炉とタービンは直ちに自動停止する。その後、タービン動補給水ポンプによる給水及び主蒸気安全弁による蒸気放出により蒸気発生器を介して自然循環により1次冷却系を冷却し、炉心の崩壊熱除去を行う設計としている。

1次冷却材ポンプが停止するため1次冷却材流量は低下していき、自然循環状態に移行する。また主給水ポンプも停止するため、主給水流量が失われる。このため、事故発生後初期には1次冷却系の除熱能力の低下により、1次冷却系の温度上昇が生じる(図表3-9)。この温度上昇により原子炉圧力も上昇するが、加圧器安全弁が作動することにより圧力上昇は抑えられる。

タービン動補給水ポンプの起動による蒸気発生器への給水と主蒸気安全弁作動により、蒸気発生器による1次冷却系の冷却は継続するが、炉心での崩壊熱より蒸気発生器での除熱能力が上回った時点で1次冷却系の温度上昇は止まり、その後1次冷却系は冷却され温度・圧力は減少し始める。

以上のアラート警動が示すとおり、SBO時にも1次冷却材の自然循環及びタービン動補給水ポンプによる蒸気発生器への補給給水が確立されることにより、炉心は冷却され、1次冷却系は沸騰することなく、十分なサブクォール状態が維持できる(図表3-9)。PWRのSBO時の事象シーケンスを図表3-10にまとめる。
この時の炉心冷却を維持するための制約因子としては「蓄電池容量」、「2次系水源の容量」、「安全系機器の耐環境性」がある。これらの制約因子に対するアラートの耐久能力を、各芋型の代表アラートについて評価した。なお、タービン動補給水ポンプへの駆動蒸気の供給は少なくとも10時間以上確保される。

a) 蓄電池容量

全交流電源喪失後30分間の時点で、必要なタービン動補給水ポンプの運転、原子炉の冷却状態の監視等の負荷を除いた必要な負荷を一部切離す(「3.3(4)」)ことで約5時間の給電能力を有する。

なお、不要な負荷の切り離しを行わない場合の給電可能時間は約2時間である。
b) 2次系水源

タービン動補給水ポンプにより蒸気発生器へ給水する水源は復水タンクを使用する。図表3-11にタービン動補給水ポンプの系統概要図を示す。

設計原水流量は高温停止状態維持2時間と、その後4時間で余熱除去系の運転が可能な状態まで冷却するだけの崩壊熱除去能力を有するが、全交流電源喪失時はアラートを高温停止状態に維持するので耐久時間はさらに長くなる。その枯渇時間は2ループで約10時間、3ループで約13時間、4ループで約15時間である。

c) 安全系機器の耐環境性

i) タービン動補給水ポンプ室温度
ポンプ、配管の熱負荷を考慮し、床、壁等を通した室外への熱移動を考慮したモデルで解析した結果、室温が上昇してタービン動補給水系の機能維持のため許容温度約80°Cに到達するのは、2、3、4ループとも8時間以降である。

めた対策を採っている。

(4) 全交流電源喪失に対する手順書

我が国のプラントでは、全交流電源喪失に対する手順書の整備及び教育がなされている。全交流電源喪失事故は、その事象の同定が容易であることから事象ベースの手順書として整備されている。この手順は基本的に、全交流電源喪失発生後の炉心冷却の確保、電源の復旧操作、復旧が真びく場合には直流電源負荷の一部切り離し、電源復旧後の回復操作といった内容になっている。

この中で電源の復旧操作は①EDGの起動、②外部電源の復旧、③他ユニット(発電機またはEDG)からの受電操作といった内容が含まれている。

手順書はこれら復旧操作を行う上でEDGの手動起動操作、各遮断器の投入及び開放の操作、また、通常の運用方法と異なる操作もあつたためインターロックを解除するための操作が詳細に記載されたものとなっている。

(5) 送電線路等の点検

送電線路、所内開閉所、変圧器、遮断機等については保安規程等にもとづき、定期的あるいは必要に応じて点検を実施している。

8.4 交流電源喪失事例等

(1) 全交流電源喪失

我が国の原子力発電所では、後述するよう外部電源喪失の事例はあるが、外部電源と同時に更に複数台あるEDGがいずれも不動作となる全交流電源喪失事例の事例は生じていない。

(2) 外部電源喪失

① 外部電源喪失の定義等

「外部電源喪失」とは「何らかの原因で、非常用母線への給電が喪失し、安全設備への給電のための手段がEDG以外にはない事象」と定義する。なお、外部電源系において主送電系統の他に予備送電系統からの予備電源が設けられる場合で、主送電線路喪失時に所内電源を予備電源への切替よりもEDG起動を優先運用としているプラントについては、予備電源が生きていない。この定義は起動して負荷をとっていても「外部電源喪失」とはしていない。この定義は米園における外部電源の信頼性の調査に使用されている定義と同一である。

「外部電源喪失」に至る原因としては、外部の故障(電力系統の故障)又は内部の故障(タービントリップ、所内変圧器の故障等)を起因とし、更に、起動変圧器又は予備変圧器への切替による給電にも失敗し最終的に非常用母線への給電が喪失する事象等が考えられる。「外部電源喪失」事象に至る原因及びシナリオはプラント内の電源設備の構成に依りて異なるものである。

② 外部電源喪失の事例

我が国の原子力発電所の所内電源喪失事例の調査の結果、運転開始から1988年3月末迄に上記定義に該当する「外部電源喪失」事象はPWRで1件、BWR

ロ) 中央制御室温度

電気盤の熱負荷を考慮し、床、壁等を通した室外への熱移動を考慮したモデルで解析した結果、換気空調系停止後の中央制御室の温度上昇により中央制御室の許容温度約50℃に到達するのは、2、3、4グループとも8時間以降である。

ハ) インバーター室温度、リレー室温度

電気盤の熱負荷を考慮し、床、壁等を通した室外への熱移動を考慮したモデルで解析した結果、換気空調系停止後の温度上昇によりインバーター室あるいはラック計器の許容温度約50℃に到達するのは8グループにおいて約8時間、2、4グループにおいて8時間以降である。

代表PWRの評価結果を図表8-1.2にまとめる。

3. 3 プラントの運転管理実施状況

(1) EDGのサーベランス
EDGのサーベランステストは自動起動試験と手動起動試験に分けられる。

・自動起動試験

自動起動試験は定期検査毎に外部電源喪失等の模擬信号を与えてEDGを自動起動させ負荷をとる試験であり、発電機定格電圧確立時間、発電機電圧、周波数、EDGの運転状態の確認を実施している。

・手動起動試験

手動起動試験は起動操作スイッチによりEDGを起動させた後、非常用所内電源系に併入し、EDGの負荷を取る試験であり、1月に1回実施している。確認事項としては、発電機定格電圧確立時間、EDGの運転状態があり、数十分程度所定の負荷をとり異常のないことを確認している。

なお、PWRプラントでは、信頼的に上記の負荷をとる手動起動試験の他、EDGを手動起動させ、負荷をとらずに発電機定格電圧確立時間、EDGの運転状態を確認する無負荷試験もプラントによって1回/週、2回/月または1回/月の頻度で実施している。

(2) 非常用蓄電池等の点検

蓄電池の点検は基本的に電圧の点検、比重測定、液面調整、均等充電、外観点検といった内容を定められた頻度で実施している。

また、充電器に因りても、電圧及び電流の確認を実施している。

(3) トラブルの運転管理等への反映

我が国のプラントでは、他プラントで生じた故障等については、原因調査及び対策の検討の結果を踏まえ、各プラントの定期検査の際に該当機器の点検を行い、同様のトラブルの再発防止に努めている。

点検内容は、類似のトラブルが発生するかどうかの確認検査と性能試験による健全性確認であり、一方、類似のトラブルが発生する恐れのある場合は設計改善も含

Rで3件の発生が見られた。(ただし、BWRのうちの1件は、当該プラントの設計上の特性により発生したものであり、その後の設計変更により今後同様の事象は発生し得ないと考えられる。) (図表3-1-3参照)

これらの外部電源喪失事例はいずれも、台風、雷の原因による電力系統の喪失が起因となっているが、EDGによる給電に成功しており、更に、30分以内に外部電源も復旧している。

また、この他に外部電源系の部分喪失によりEDGが起動して負荷をもった事例がPWRで8件、ガス炉で3件の発生が見られた。これら8件の事例は、いずれも予備電源が生きており(運用上EDG起動を優先としている)、上記の「外部電源喪失」の定義には該当しない。

③ 外部電源の復旧

前記の外部電源喪失事例に基づけば、外部電源の復旧は30分以内であり、2.3(1)で示されている諸外国の外部電源の復旧事例と比較すれば、我が国の原子力発電所の外部電源の復旧性能は非常に良好なものとなっていると考える。

しかし、原子力発電所における「外部電源喪失」の実績データが少ないことを考慮して、ここでは原子力発電所に係る事例に限定せずに、広く我が国の2回線送電線路の復旧性能について評価を行い、原子力発電所における外部電源復旧性能の推定を行う。

なお、送電線2回線事故データに基づき、原子力発電所の復旧性能を推定する場合、次の点を考慮した。

a) 「外部電源喪失」は原因別に、所内の原因、外部送電網の原因及び奇絶気象の原因に分類される。外部送電網の原因とは、具体的に送電線事故によるものであり、また、奇絶気象の原因とは、地震、台風等の奇絶気象に起因した所内の不具合又は送電線事故によるものである。従って、外部送電網の原因及び奇絶気象の原因による「外部電源喪失」の復旧性能は、送電線2回線事故の復旧性能に密接に関連しているといえる。

b) 送電線2回線事故で長期喪失となった事例については、事故の状況を調査し、その結果、当該地域での供給支障を生じていない事例については評価から除外した。これは、供給支障を生じていない事例は、復旧活動を早急に行なう必要性に乏しく、また、実際に行なっていない事例もあり、これを考慮することは適切な評価とならないためである。

c) 2回線送電線路の事故確率は、その運転開始より1961年頃を境として低減傾向を示しており、データ自体が1961年以前とそれ以降の近年とで2回線送電線路の信頼性に異なる変化(信頼性向上の傾向)を示しているものと考えられる。

従って、復旧性能の評価を行う上では、我が国の原子力発電所の運転開始年度も考慮し、1962年度以降のデータを使用することが適当と考えられる。

上記の前提に基づき、原子力発電所の外部電源復旧性能の推定を行った結果を以下に示す。

(a) 2回線送電線路の事故件数(評価期間中の累積数)及び復旧失敗確率を算定した結果を図表3-1-4(1)及び(2)に示す。この表によると30分以上の復旧失敗確率は約0.06であり、事故のほとんどは30分以内に復旧している。

(b) さらに長期に亘る復旧性能を評価する場合、2回線送電線事故データにバラツキがあるため、ワイプアルファベータリングして復旧性能を評価した。我が国の原子力発電所の運転開始年度も考慮し、供給支障のなかった長期外部電源喪失事例を除外し、かつ1962年度以降の2回線送電線事故データをを用いた場合、例えば継続時間8時間での復旧失敗確率は約0.001となり、非常に良好な復旧性能を示している。なお、参考データとして供給支障のなかった長期外部電源喪失事例を除外し、送電線路運転開始以降の全ての送電線2回線事故データを用いた場合でも継続時間8時間での復旧失敗確率は、約0.03と評価される。

以上のように、我が国の原子力発電所の外部電源の復旧性能は、実際の外部電源喪失事例では全て30分以内に復旧しており、送電線2回線事故データに基づいて評価を行った結果でも、2章で示された米国の外部電源喪失事例に比較して、十分良好なものとなっている。

(3) EDGの故障事例

デラソンスとして、実用発電用原子炉施設(1970年度から1989年度末までの運用プラント37基)のEDG(HPCS専用EDG含む)を対象として1970年度から1989年度までを調査対象期間として調査した結果、

- 延べ起動回数が28,012(回)
- 起動失敗回数が 30(回)となった。

これらについて、起動失敗回数のサブシステム毎の内訳を表3-1-5に示す。起動失敗のサブシステム毎の内訳を見ると、特に特徴的に大きな原因となっているサブシステムは見当らない。

なお、1980年度から1989年度について見ると、19,889回の起動回数に対する起動失敗回数が11回と上記の調査対象期間に比べて最近は起動失敗の回数が減ってきている。

(4) 非常用蓄電池等直流電源の故障事例

原子力発電所の非常用蓄電池等直流電源については、現在まで、故障発生事例はない。

(5) 故障事例からの反映すべき状況

EDGの起動失敗事例は、前述したように1970年度から1979年度までのデータに比べて、1980年度から1989年度までのデータは向上してきている。

これは、国内プラントは過去のEDG故障事例に対して水平評価が実施され、必要なら再発防止措置が講じられてきた結果と考えられる。

3. 5 SBO等に対する信頼性評価

(1) 全交流電源喪失に対する信頼性
我が国においては、これまでにSBO事例は生じていない。なお、SBOによる炉心損傷のP S A結果は(3)のとおりである。

(2) 外部電源、E D G等に対する信頼性

我が国の代表プラントのP S Aでは、3. 4「我が国の故障事例等について」に示す我が国の原子力発電所の外部電源喪失の事例、E D Gの故障事例等の国内実績に基づき、外部電源、E D G等の信頼性を以下のように評価している。

a) 外部電源の信頼性

① 外部電源喪失頻度

外部電源喪失は、BWRプラントで3件、PWRプラントで1件の発生事例がある。このうちBWRプラントの1件については、当該プラントの設計上の特徴により発生したものであったが、その後、設計変更措置が採られ今後同様の事象は我が国において発生しえないと考えられることから、現状の外部電源喪失の発生頻度を算出する上では調査対象外としてよいと解釈される。従って我が国の代表プラントのP S Aでは、BWRプラント2件、PWRプラント1件の発生があったとの実績に基づき以下のように外部電源喪失の発生頻度を求めている。

i) BWR: 153.8/戸年で2件の発生、約 1.4×10^{-2} /戸年

エラーファクターを3と仮定すると中央値は約 1.1×10^{-2} /戸年、85%上限値は約 3.3×10^{-2} /戸年、5%下限値は約 3.7×10^{-3} /戸年となる。

ii) PWR: 136.7/戸年で1件の発生、約 7.3×10^{-3} /戸年

エラーファクターを3と仮定すると中央値は約 5.8×10^{-3} /戸年、85%上限値は約 1.7×10^{-2} /戸年、5%下限値は約 1.9×10^{-3} /戸年となる。

② 外部電源復旧性能

外部電源復旧性能については、「3. 4」に示すように、国内実績によると1962年4月以降の2回連続事故データを用いた場合、事故継続時間30分間の復旧失敗確率は約0.05、事故継続時間8時間での復旧失敗確率は約0.001となり、米国の値と比べ良好な復旧特性を示している。即ち、米国ではNUR E G-1082において、外部電源喪失の発生頻度と継続時間の関係を、外部電源系の設計、送電系統の特性、奇襲気象及び非常に苛酷な気象の観点から分類(クラスター別分類)して評価しているが、参考までに、この評価結果を我が国プラントに対する現実的な評価の復旧性能と比較すると、最も外部電源の信頼性の高いクラスターに属するプラントの場合でも、事故継続時間30分間の復旧失敗確率は約0.5、事故継続時間8時間での復旧失敗確率は 10^{-2} 程度であり、我が国プラントに対する現実的な評価の復旧性能よりも1桁程度悪い結果となっている。我が国の代表プラントのP S Aではこれらのデータを保守的に評価し、事故継続時間8時間での復旧失敗確率が 10^{-2} 以上となるようなデータを用いている。

b) E D Gの信頼性

① E D Gの起動失敗確率

3. 5(3)で述べるP S A評価で使用しているE D Gの起動失敗確率は、1970年4月から1983年3月末までの起動実績から以下のように求められている。

・ 起動回数 : 14,878回

・ 起動失敗回数 : 18回

・ 起動失敗確率 : $\frac{18}{14,878} = 1.2 \times 10^{-3} / \text{demand}$ (以下「d」と示す)

エラーファクターを3と仮定すると中央値は約 $3.6 \times 10^{-4} / d$ 、85%上限値は約 $2.9 \times 10^{-3} / d$ 、5%下限値は約 $3.2 \times 10^{-4} / d$ となる。

なお、「3. 4」に示したように、最近の実績ではより値は小さく、1970年4月から1980年3月末までの運転実績によると、

・ 起動失敗確率 : $\frac{30}{28,012} = 1.07 \times 10^{-3} / d$

エラーファクターを3と仮定すると中央値は約 $8.6 \times 10^{-4} / d$ 、85%上限値は約 $2.6 \times 10^{-3} / d$ 、5%下限値は約 $2.9 \times 10^{-4} / d$ となる。

であり、さらに1980年4月から1980年3月末の実績によると、約 $5.5 \times 10^{-4} / d$ と向上している。

エラーファクターを3と仮定すると中央値は約 $4.4 \times 10^{-4} / d$ 、85%上限値は約 $1.3 \times 10^{-3} / d$ 、5%下限値は約 $1.5 \times 10^{-4} / d$ となる。

② E D Gの運転継続失敗確率

E D Gの運転継続失敗確率については我が国に整備されたデータがなく、P S Aでは米国のデータに基づき起動失敗確率の米国のデータとの比率で補正して評価した値を採用している。

今後E D Gの運転継続失敗確率に関する国内データの整備を進めていく必要がある。

c) 非常用蓄電池等直流電源の信頼性

非常用蓄電池等直流電源に関しては、前述したとおり故障事例はなく、その信頼性は高いと考えられるが、P S A評価では後述のように米国のデータを用いている。

(3) 確率論的安全評価から見たSBO

国内の代表プラントに対して実施されたP S A結果からSBOを考察してみる。ここでは、産業界が実施したP S Aを用いて考察を行う。このP S Aにおいてはトランジェントの発生頻度は我が国プラントの運転実績を用いているが、機器の故障率データ、共通要因故障データについては米国のものを用いている。但し、E D Gの故障率データは我が国が国に対して実施されたP S A結果では、炉心損傷頻度はいずれもI A E Aが基本安全原則の中で示している新設炉に対する安全目標値 $1.0 \sim 5 /$

年を下回る低い結果となっている。
国内の代表BWR-3/4/5プラントに対する評価結果の各事故シナリオの
全炉心損傷頻度への寄与割合を図表3-16に示す。

代表BWR-4/5プラントでは共用EDGの影響を含めて評価しているが、S
B Oの新与はBWR-3と比較して高くなっている。BWR-3プラントではIC
を2系統保有していることにより、本来外部電源喪失に対しては比較的強い設計と
なっているためSBOはドミナントとはならない。いずれのプラントにおい
てもSBOシナリオの炉心損傷頻度それ自体は高いものではない。(SBO(TB
シナリオ)による炉心損傷発生頻度、及び全炉心損傷発生頻度に対する寄与率は、
各々、BWR-3で約 1.6×10^{-9} /炉年及び約2%、BWR-4で約 1.9×10^{-7} /炉
年及び約24%、BWR-5で約 7.2×10^{-9} /炉年及び約22%である。)

なお、安全解析所の評価結果でも産業界評価と同様、SBOシナリオの炉心損
傷頻度は小さい。(我が国の代表的な110万kW級PWRについて行ったPSAの結果では、
SBO(TBシナリオ)による炉心損傷発生頻度、及び全炉心損傷発生頻度に対
する寄与率は、各々、約 2.4×10^{-9} /炉年及び約1%である。)

国内の代表PWRプラント(ドライ型4ループプラント、アイスコondenサ型4
ループプラント)に対する評価結果の起因事象別全炉心損傷頻度への寄与割合を図
表3-17に示す。

ドライ型、アイスコondenサ型ともに外部電源喪失に起因するシナリオの寄与
は低い。アイスコondenサ型4ループプラントはタービン補助給水ポンプが2台
(ドライ型4ループプラントは1台)設置されているため、外部電源喪失に起因す
るシナリオの寄与は小さくなくなっている。(SBO(TBシナリオ)によ
る炉心損傷発生頻度、及び全炉心損傷発生頻度に対する寄与率は、ドライ型4ル
ーププラントで約 1.1×10^{-10} /炉年及び約0.2%、アイスコondenサ型4ル
ーププラントで約 2.1×10^{-10} /炉年及び約0.01%である。)

安全解析所の評価結果でも産業界評価と同様、外部電源喪失に起因するシナ
リオの炉心損傷頻度は小さい。(我が国の代表的な110万kW級PWRについて行ったPSAの
結果PWRでは、外部電源喪失による炉心損傷発生頻度は約 6.6×10^{-9} /炉年であり、
全炉心損傷発生頻度に対する寄与率は約4%である。)

我が国において実施したPSAと諸外国において全て同一の考え方の下を実施されたもので
詳細や使用するデータ等の前提において全て同一の考え方の下を実施されたもので
はないため、一概に比較するのは妥当でないが、ここではNUREG-1150の評価結果
を参考として見てみることにする。図表3-18にその評価結果を示す。NUREG-11
50の評価においては、Surry, Grand Gulf 炉のSBOが突出した事故シナリオとな
っている。

4. SBOに対する指針及び安全確保対策の評価

(1) 安全設計審査指針に関して

我が国の原子力プラントの電源設備は、安全設計審査指針に基づき高い信頼性と冗減性
及び短時間の全交流電源喪失に対する原子炉の安全性確保等が求められている。一方、
我が国の原子力プラントの運転実績は約300炉年に達しており、この間、電源設備が
十分に高い信頼性を達成してきているかどうかを評価することは有用であり、このため
各電源系統の信頼性、電源設備で発生した障害とそのプラントへの影響及び全交流電源
が喪失した場合の原子炉の耐久能力を評価した。

①我が国の原子力発電所においては、これまでにSBOの事例は生じていない。なお、国
外において発生した主なSBO事例として、米国の軽水炉において発生した3件の事例
について調査した。これらの事例からの我が国の原子力発電所への反映事項としては、
設計や運転管理の状況が必ずしも同じでないことから直接的に比較して検討することは
困難であるが、一般的な教訓事項として、①ヒューマンエラー対策(運転員の教育訓練
等)の重要性、及び②電源設備を含めた原子炉施設の安全を確保するための施設に対す
る原子炉停止時の適切な点検及び保守計画の重要性等について再認識すべきであると考
えられる。

②外部電源喪失頻度について、我が国の実績は約0.01/炉年で、米国の実績約0.1
/炉年に比べ1桁程度低い。我が国の実績は、全て発電所外の送電線路上に原因するもの
で、この送電線路上の発生率は米国のほぼ同じであるが、米国内では発電所内の
原因による発生事例が多いため低い信頼性となっている。

③外部電源喪失時の復旧性能について、我が国の原子力プラントの外部電源喪失の実績デ
ータが少ないことを考慮し、ここでは原子力プラントに係わる事例に限定せず広く我が
国の2回線送電線路の復旧性能を評価し、米国の原子力プラントの実績に基づく評価値
と参考までに比較した。その結果、我が国の復旧性能は全般的に良好であり、例えば復
旧性能の指標としての8時間復旧失敗率は我が国では約 10^{-7} で、米国の最も信頼性の
高いクラスタの場合の 10^{-2} に比べても信頼性は高い。この比較は、概括的な比較であ
りて相違理由についての正確な評価は困難であるが、我が国の良好な実績は、恐らく送電
線路の構成等の相違によるものと推測される。なお、我が国の原子力プラントの実績で
は、すべて30分以内に復旧しているが、米国内では復旧に最大19時間(1989年までの統計)
を要した事例がある。

④EDGの起動の失敗確率について、我が国の最近10年間の実績は、約 5.5×10^{-4} /demand
で、これは米国の実績約 2×10^{-2} /demandに比べて信頼性が高く、各電源信頼性向上対策の
結果と評価される。今後は、EDGの起動時の信頼性と起動後の運転継続信頼性につい
てのデータをそれぞれ分離しつつ収集・整理し、故障の分析やPSAに反映していくこ
とが望まれる。

⑤非常用直流電源(非常用蓄電池等)は万一のSBO時に特に重要であり、我が国の原子

力プラントにおいて非常用蓄電池の容量は5時間以上(負荷の一部切り離しベース)である。非常用直流電源設備の信頼性について、我が国ではこれまでのところ蓄電池性能の劣化も含め機能的喪失事例は経験していない。従って、非常用直流電源設備の信頼性は高く維持されていると考えられるが、引続き国外の事例等を収集・整理し、これらから得られる教訓を基に信頼性の確保に努めることが望まれる。なお、米国においては非常用直流電源系の非常用蓄電池等の故障事例が報告されている。また、非常用蓄電池の容量は、例えばSurvivにおいて、負荷の一部切り離しを行った場合には4時間と評価されている。

③このように我が国の外部電源系統、EDG及び非常用直流電源設備の信頼性は良好であるが、更に万一のSBOを想定した場合の原子炉の耐久能力を評価した。即ち、原子炉の耐久能力は既に手順化されている対応操作により、蓄電池負荷の一部の切り離しを行う等により、5時間以上と評価される。試みに、米国の RG1.155 に基づいて我が国のプラントの米国の新しい規制に対する適合性を評価した場合、EDGの信頼性及び発電所周囲の気象条件について我が国におけるそれらの特性を勘案すると耐久能力の時間全体的プラントで4時間となり、これに対し我が国の代表的なプラントのSBOに対する原子炉の耐久能力は、既に手順化されている蓄電池負荷の一部の切り離しを行う等の対応操作により、約5時間以上と評価されることから、米国のSBO規則に対する条件を満たしている。これらのことから、我が国のプラントのSBOに対する耐久能力は良好であると考える。

④我が国の代表的プラントについて行って PSA 結果(内的事象のみを起因事象とした。)によれば、全炉心損傷頻度は小さく、SBOによる炉心損傷頻度自体も小さい。なおPWR及びBWR-3では、SBOは炉心損傷に寄与する主要因ではなく、一方BWR-4/5では、PWR及びBWR-3に比べその寄与割合は高いものの、SBOによる炉心損傷頻度それ自体は小さい。

⑤主要諸外国においては、外部電源及び非常用所内電源の設備等について我が国とはほぼ同様な規制上の要求となっている。また、主要諸外国におけるSBOに対する規制上の要求については、米国及び仏国がSBO(長時間のSBOを含む)に対して規制上の要求を行っている。英国及び独国は、我が国とはほぼ同様な規制上の要求となっている。

(2) 安全評価審査指針に関して

上記「4.(1)」のように、我が国のプラントの電源系統の信頼性は現状において高く、また信頼性の維持・向上に努力が払われている。SBOの発生確率は小さい。また、万一のSBOに対しても短時間で外部電源等の復旧が期待できるので原子炉が重大な事態に至る可能性は低いと考えられる。

(3) 安全性の一層の向上に関して

①我が国のプラントのSBOに対する安全性の現状は、良好な運転・保守管理等に基づきものであり、これを継続していく努力が必要である。さらに、安全性を向上していくためには、運転員が手順書に習熟していくことはもちろんのこととして、今後新たな知見が得られた場合には、これを適切に設計・運転・保守管理、手順書等に反映していく努力が必要である。

②国内の代表的プラントのPSAの結果によれば、SBOによる炉心損傷頻度は特段高くはないが、原子力安全委員会としてはシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントの奨励を決定しているところであり、個別プラントのPSAによりSBOによる炉心損傷頻度の検討を行うとともに、より一層効果的なアクシデントマネジメント等の整備に向けて、その検討に努めていくことが重要である。

③近年、海外のプラントにおいて原子炉停止時に非常用所内交流電源が喪失した事例も生じていること及び定期点検時の機器の分解点検等により安全系等の系統・機器の冗長性が失われる可能性があることから、原子炉停止時の運転管理等については、十分に注意を払うことが肝要である。なお原子炉停止時のPSAについて、今後その検討が望まれる。

5. 結論

5. 1 調査結果のまとめ

全交流電源喪失事象について、これまでの我が国の原子力プラントの運転実績等に基づき、また国外の報告等を参考とし、調査した結果は以下のとおりである。

- ①我が国の原子力プラントにおいては、これまでにSBOの事例は生じていない。なお、国外において発生した主なSBO事例として、米国の軽水炉において発生した8件の事例について調査した。これらの事例からの我が国の原子力プラントへの反映事項としては、設計や運転管理の状況が必ずしも同じでないことから直接的に比較して検討することは困難であるが、一般的な教訓事項として、①ヒューマンエラー対策（運転員の教育訓練等）の重要性、及び②電源設備を含めた原子炉施設の安全を確保するための施設に対する原子炉停止時の適切な点検及び保守の計画の重要性等について再認識すべきであると考えられる。
- ②我が国の外部電源喪失頻度は約0.01/炉年と低く、また外部電源復旧時間もこれまでの原子力プラントにおける事例はすべて30分以内である。これは米国の外部電源喪失頻度が約0.1/炉年、及び外部電源復旧時間が中央値で約30分、最長で約18時間(1988年までの統計)であるのと比べ信頼性は高い。
- ③EDGの起動失敗事例について、我が国の最近10年間の実績は、約 8×10^{-4} /demandであり、米国の実績約 2×10^{-2} /demandに比べ、我が国のEDGの信頼性は高い。
- ④直流電源（非常用蓄電池等）は万一のSBO時に特に重要である。我が国の原子力プラントにおいて非常用蓄電池の容量は5時間以上（負荷の一部切り離しベース）である。また、これまでのところ非常用直流電源系の非常用蓄電池等の故障事例はなく、信頼性が高く維持されていると考えられる。なお、米園においては非常用直流電源系の非常用蓄電池等の故障事例が報告されている。また、非常用蓄電池の容量は、例えばSurreyにおいて、負荷の一部切り離しを行った場合には4時間と評価されている。
- ⑤このように我が国の外部電源系統、EDG及び非常用直流電源系の非常用蓄電池等の信頼性は良好でありSBOの発生は起こりにくいと考えられる。なお、万一一に備え指針で要求されている2回線の送電線と並立した送電系統から非常用電源系に電力供給可能な設計や隣接の原子力プラントからの電力供給可能な設計がされている原子力プラントもある。
- ⑥SBO時の耐久能力については、試みに米園のRG1.155に基づいて我が国の原子力プラントを評価した場合、耐久能力の要求時間は4時間となり、これに対し我が国の代表的な原子力プラントのSBOに対する原子炉の耐久能力は、既に手順化されている蓄電池負荷の一部の切り離し等の対応操作により、5時間以上と評価されることから、米園NRCのSBO規則に対する条件を確たしている。
- ⑦我が国の代表的な原子力プラントについて行ってきた内的事象のみを起因事象としたP S Aの結果によれば、SBOによる炉心損傷発生頻度は低く、参考として米園NRCがNUREC-

1082の中で示している 10^{-5} /炉年以下の目標値と比較しても低い。また、これを含めた全炉心損傷発生頻度も低い。

- ⑧主要諸外国におけるSBOに対する規制上の要求については、米園及び仏園がSBO（長時間のSBOを含む）に対して規制上の要求を行っている。英園及び独園は、我が国とはほぼ同様な規制上の要求となっている。

5. 2 SBOに関する今後の課題

現在の良好な運転管理、保守管理及び余裕をもった設計等を継続することに加えて、安全性のより一層の向上のため、次のような措置を講ずることが望まれる。

- ①我が国の原子力プラントのSBOに対する安全性を更に向上していくためには、運転員が手順書に十分習熟した状態を維持していくことはもちろんのこととして、今後新たな知見が得られた場合には、これを適切に設計・運転・保守管理、手順書等に反映していく努力が必要である。
- ②国内の代表的な原子力プラントのP S Aの結果からはSBOによる炉心損傷頻度は、特段高くないが、個別プラントのP S AによりSBOによる炉心損傷頻度の検討等を行うとともに、より一層効果的なアクシデントマネジメント等の整備に向けて、その検討に努めていくことが重要である。
- ③現状の我が国の原子力プラントの良好な運転・保守管理等を維持し、更にP S Aの際には我が国の原子力プラントに対する各種データを収集することが重要なことに鑑み、今後は、EDGの起動時の信頼性及び起動後の運転継続信頼性等についてのデータを収集・整理し、故障率の分析やP S Aへの反映・検討が行われることが望まれる。

別紙

【検討の経緯】

原子力施設事故・故障分析検討会は、平成3年4月23日に開催された第7回検討会において、全交流電源喪失事故に関して国内外の原子力プラントについて規制上の取扱い、事故故障調査等の調査を行うため、下記の構成員からなる、全交流電源喪失事故検討ワーキング・グループを設置した。

本ワーキング・グループは、平成3年10月22日に第1回ワーキング・グループを開き、調査を行ってきた結果、平成5年6月11日の第12回ワーキング・グループにおいて結論を得た。

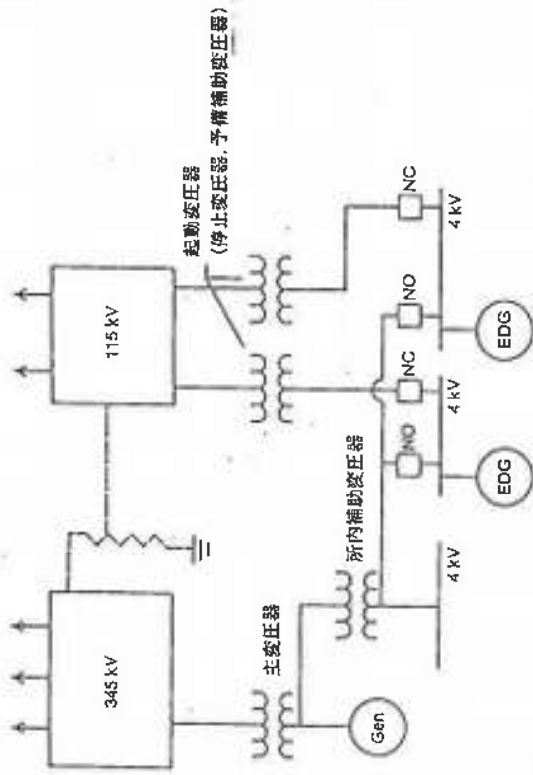
ワーキング・グループの構成員

(専門委員)

- 竹越 尹 (主査) 前電力中央研究所
- 相沢 清人 動力炉・核燃料開発事業団
- 川崎 健 (財)放射線照射振興協会 (平成3年当時、日本原子力研究所)
- 竹村 教男 東京商科大学名誉教授
- 生田 健 日本原子力研究所

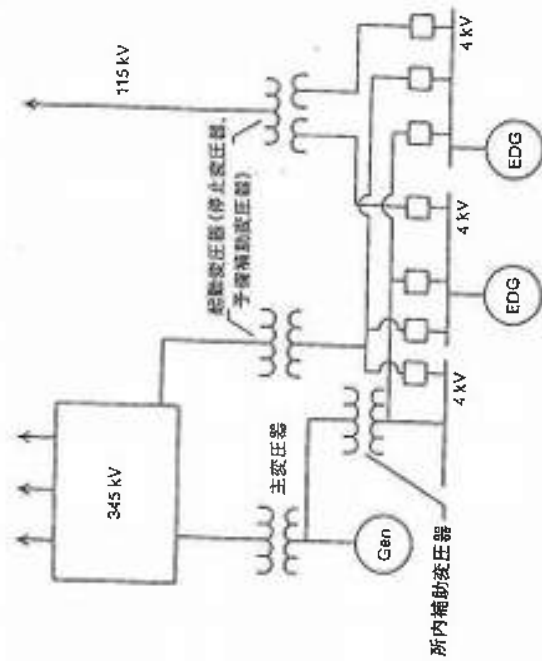
(部外協力者)

- 及川 哲邦 日本原子力研究所
- 東京電力㈱
- 関西電力㈱ (平成4年6月まで)
- 関西電力㈱ (平成4年7月より)

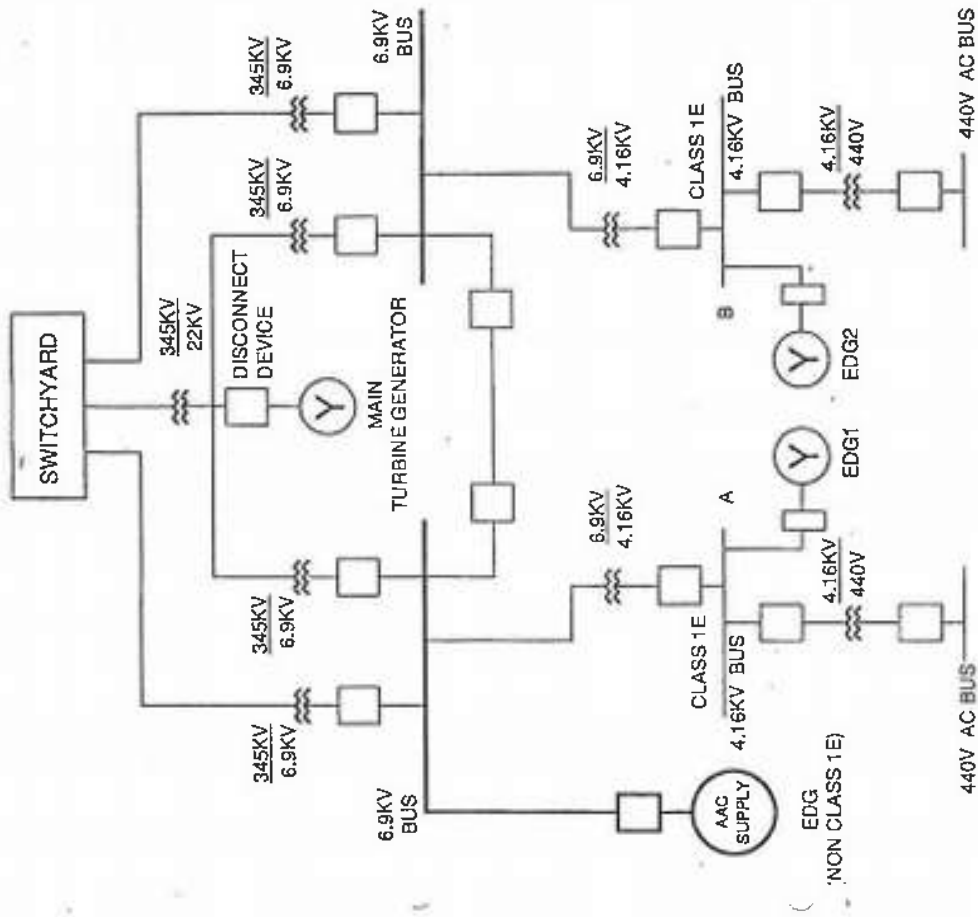


図表2-1 米国の原子力発電所の電源構成の例 (その1)

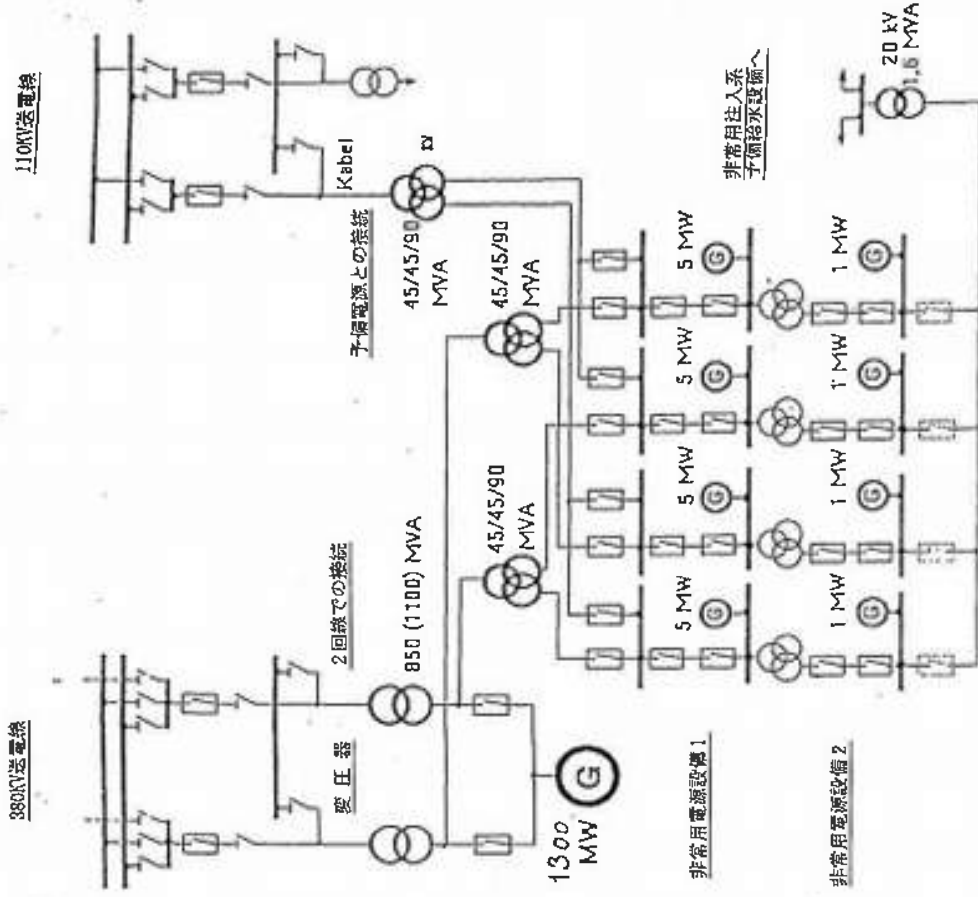
(Nuclear plant one-line diagram-example 1, EPRI/NSAC-144)



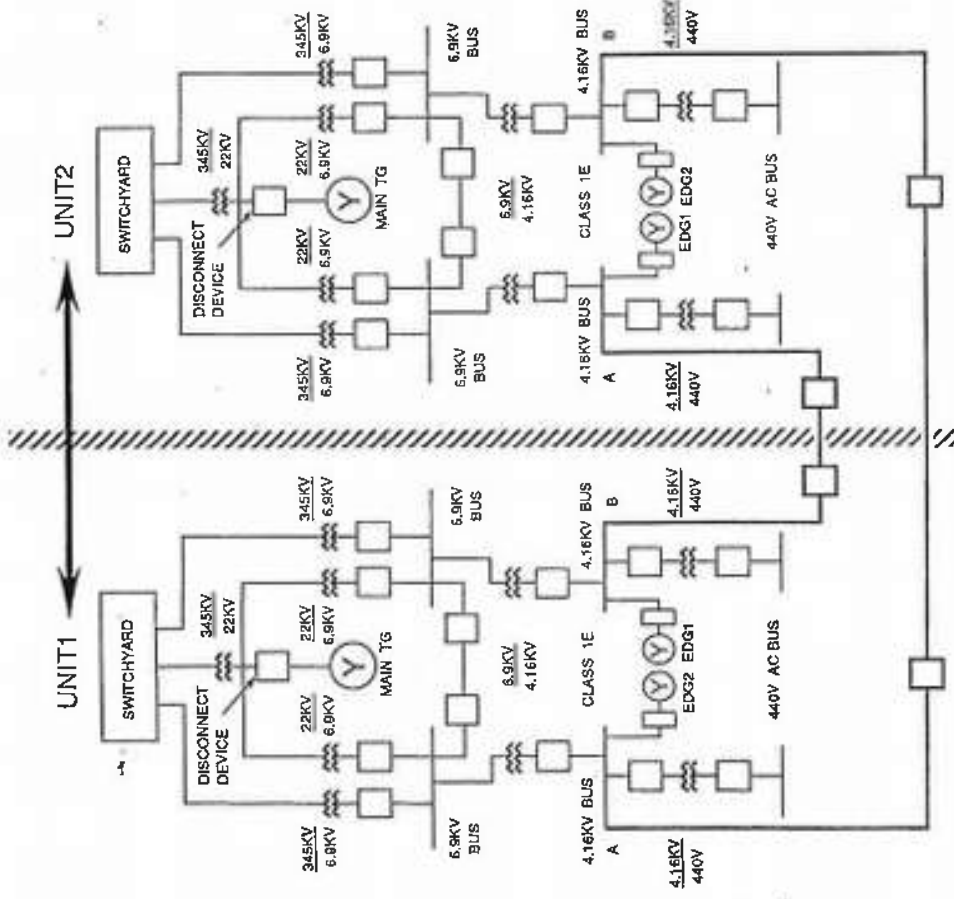
図表 2-2 米国の原子力発電所の電源構成の例 (その 2)
 (Nuclear plant one-line diagram-example 2, EPRI/NSAC-144)



図表 2-3 米国の代替交流電源の例
 (単一基設置サイト、NUMARC-8700)

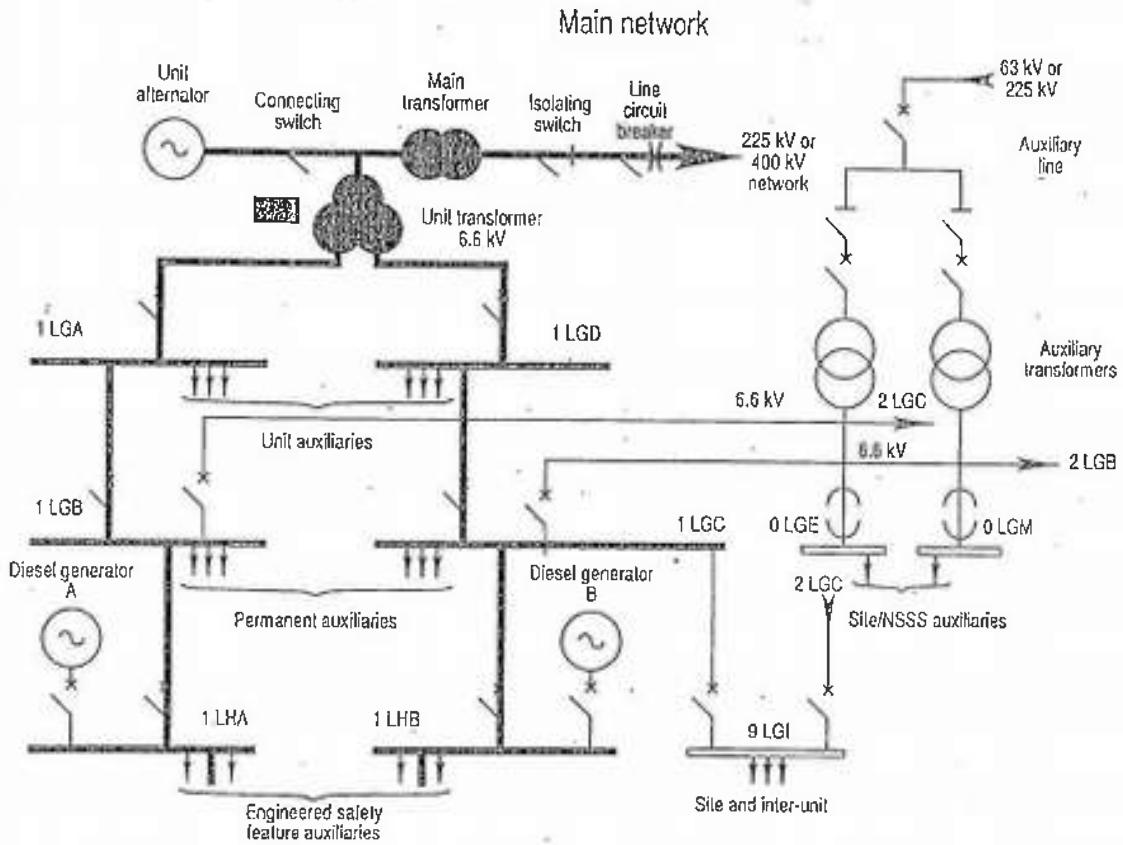


図表 2-5 ドイツの原子力発電所の電源設備概念図の例



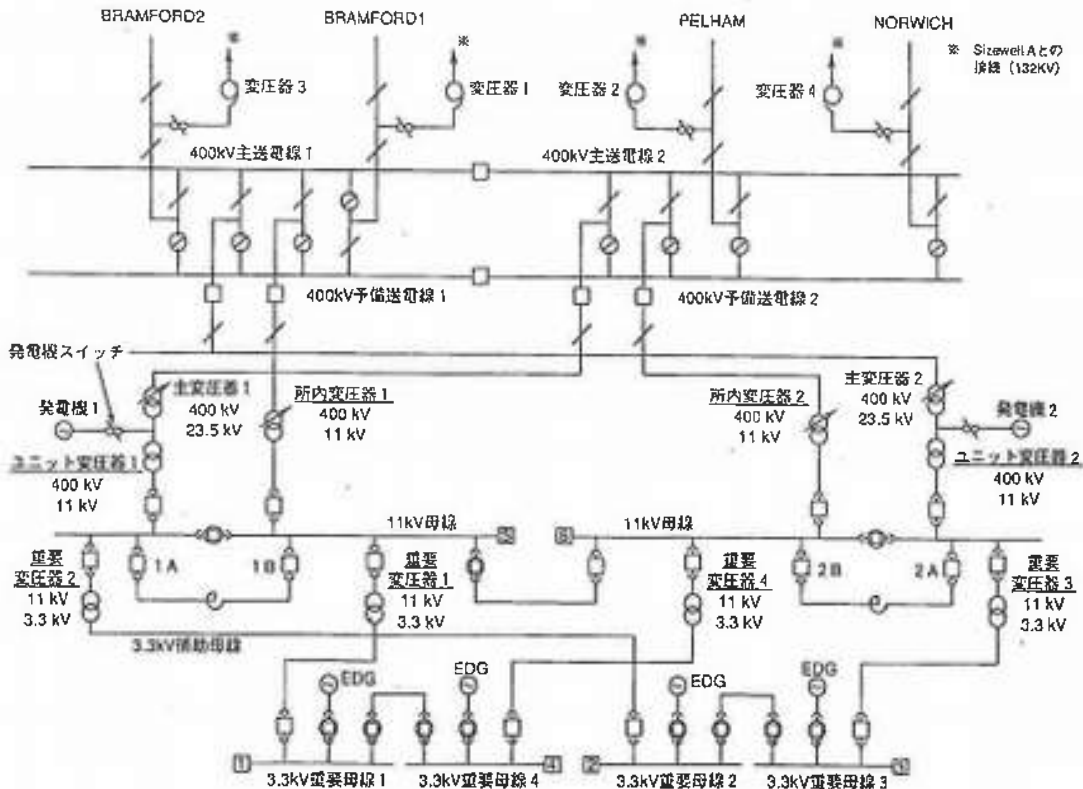
図表 2-4 米国の代替交流電源の例
(複数基設置サイト、NUMARC-8700)

参考 6-6

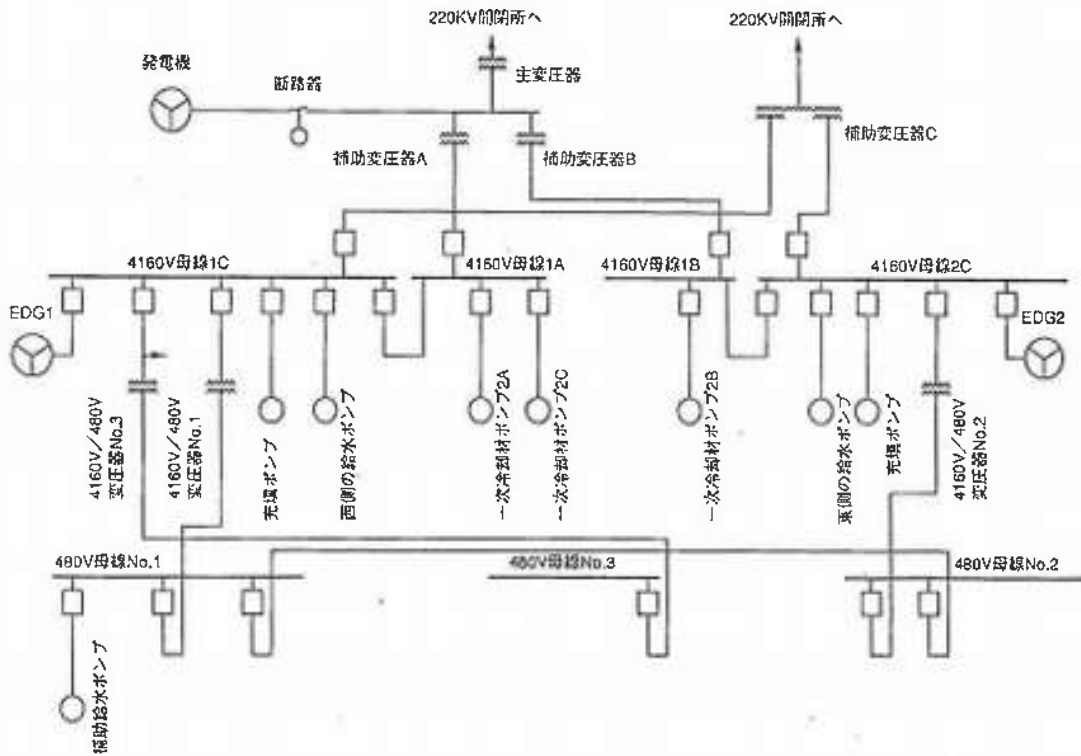


図表 2 - 6 フランスの90万kw級PWRの電源構成の例 (EDS 900)

参考 6-7



図表 2 - 7 英国サイズウェル発電所Bの電源構成の概要



図表 2-8 米国San Onofre 1号炉の電源構成の概要 (NUREG-1190)

図 2-9 (1) 米国の主な外部電源喪失事

(喪失時間が1時間以上継続したもの、または喪失時間が短くてもEDGの起動失敗等を含むもの)

発生日	発電所名 (炉型/ベンダー) (出力(%))	概要	喪失時間 (分)	原因	LCR No. 文献
65. 11. 12	Dresden-1 (BWR/GE) (100)	竜巻のために5本の送電線を含む送電設備の機能が全て喪失した。EDGが自動起動し、所内負荷への給電は確保された。138kV送電線の内の1本は、1号機のトリップの約4時間後に回復した。	240	悪天候 (竜巻)	NSAC-144 N/CR-3992
76. 08. 10	Hillstone-1 (BWR/GE) (45)	ハリケーンの影響による風と塩害のために開閉所及びその周辺で数多くの電気障害が発生し、1、2号機が共にトリップした。5時間の間に総時間2時間15分の外部電源の全喪失を断続的に6度経験した。予備の外部電源は、それ以前に起きた配電箱の故障のため使用不能であった。	300	悪天候 (ハリケーン)	76-049 NSAC-144 N/CR-3992
77. 05. 10	Pilgrim (BWR/GE) (65)	風雪を伴う嵐のために345kV送電線の上に空電線が落下した。その結果、送電線で擾乱が発生し原子炉がトリップすると共に、もう一方の345kV送電線もトリップした。345kV開閉所への送電を意図的に9時間40分停止させた。23kV送電線への送電も2時間40分停止した。	160	悪天候 (嵐)	77-021 NSAC-144 N/CR-3992
77. 07. 13	Indian Point-2 (PWR/WII) (0)	2度の落雷により送電が停止した。EDGが起動し2系列ある安全母線への給電は確保された。1975年以来、同サイトの後備外部電源として近くの発電所に設置された3台のガスタービン発電機からも電力供給を受けられるようになっていたが、その内の2台は補修中で、残り1台は電圧調整器の故障により起動に失敗した。	388	悪天候 (落雷)	NSAC-144 N/CR-3992 NUREG-1410
77. 05. 16	St. Lucie-1 (PWR/GE) (不明)	送電線での擾乱により原子炉がトリップし、その結果、電圧低により外部電源が喪失した。20分後に電圧は正常な値に戻ったが、1時間後に外部電源が再度喪失した。電源喪失の約15分前に送電線の状態が不安定であったためプラントは既に手動でトリップされていた。	170	設計ミス	77-026 NSAC-144 N/CR-3992
77. 05. 16	Turkey Point-3, 4 (PWR/WII) (99, 0)	出力運転中の3号機がスクラムし、その後、送電線での電気障害により南フロリダ地区が停電となり外部電源が全て喪失した。化石燃料プラント2基もトリップした。外部電源は1時間2分後に回復したが、その37分後に送電設備が故障し、再度外部電源が喪失した。2度目の外部電源喪失に対しては、2時間以内に復旧できた。	62 < 120	設計ミス	NSAC-144 N/CR-3992 NUREG-1410

9(2) 米国の主な外部電源喪失事象

発生日	発電所名 (炉型/ベンダー) (出力(%))	概要	喪失時間 (分)	原因	LER No. 文献
78.02.06	Pilgrim (BWR/GE) (24)	風雪を伴う嵐のために345kVの端子に氷と塩が付着し、断続的な電気障害が発生した。端子に付着した氷と塩を洗い落とすまでの間、345kVの外部電源が喪失した。345kV開閉所への送電を意図的に18時間34分停止した。23kV送電線も8時間54分間喪失した。	534	悪天候 (風雪)	78-003 NSAC-144 N/CR-3992
78.04.13	Calvert Cliffs-1, 2 (PWR/CE) (100, 100)	蓄電池用充電器の改良作業中に地絡が起きた。設計ミスによりスネーク回路が存在していたことが原因で500kV開閉所の保護リレーが作動し、遮断器が開いたため、原子炉はトリップした。運転員は開いた遮断器を復旧させようとして他の遮断器を操作したため、両機の安全母線のそれぞれ1系列の電源が喪失した。このため、2号機の給水ポンプの電源が喪失したため、原子炉を手動でトリップさせた。EDGの1台は起動に失敗した。外部電源は常時利用可能であった。	-	設計ミス	78-020 NSAC-144 N/CR-3992
78.07.28	Beaver Valley-1 (PWR/WH) (100)	主変圧器が故障し発電機がトリップした。発電機のコーストダウン中に、リレーの故障により345kV送電線の全ての遮断器と138kV送電線の3個の遮断器が開き外部電源が全て喪失した。本事象中、1台のEDGが起動に失敗した。	17	機器故障	78-043 NSAC-144 N/CR-3992
78.09.16	ANO-2 (PWR/CE) (0)	出力運転中の1号機がトリップしたため、1号機補機への給電が起動変圧器に切り変わったが、過負荷によりトリップした。負荷切り離しをせず、2つのユニットの負荷に給電する容量を持たない予備変圧器に切り換えたため、2号機の母線が不足電圧状態に陥り外部電源が全て喪失した。	89	設計ミス	NSAC-144 N/CR-3992
80.06.03	Indian Point-2 (PWR/WI) (100)	嵐の際中に、鉄塔に落着き変電所へ送電している138kV給電線がトリップし、シールド線が破損した。垂れ下がったシールド線が下を横切っている345kV送電線に触れ、激しい電流サージが発生した。このため2本目のシールド線が破損し、138kV給電線へ落下し138kV送電線が全て喪失した。2号機は手動で停止され、近くの変電所のガスタービン発電機は1度は起動したものの138kV送電線が全喪失したためトリップし、2号機の外部電源は全て喪失したが、所内のEDGによって電力は確保された。	<105	悪天候 (落雷)	80-006 NSAC-144 N/CR-3992

9(3) 米国の主な外部電源喪失事象

発生日	発電所名 (炉型/ベンダー) (出力(%))	概要	喪失時間 (分)	原因	LER No. 文献
80.07.15	Prairie Island-1, 2 (PWR/WI) (0, 100)	激しい雷雨のために2号機がスクラムし、8分後に345kV送電線による送電が完全に停止した。EDGが起動に成功し補機への給電は確保された。予備の161kV送電線は無事であったが、1時間2分の間電圧が120kVに低下していたため利用できなかった。	62	悪天候 (雷雨)	80-020 NSAC-144 N/CR-3992 NUREG-1410
81.01.02	Millstone-2 (PWR/CE) (100)	運転員が直流電源装置のスイッチングを誤ったため原子炉がトリップすると共に、遮断器の制御不能となったため外部電源からの給電も行えなくなると共に1台のEDGの機能喪失に至った。さらに1台のEDGが別の原因でトリップした。なお、直流電源の喪失であったため主発電機の遮断器はトリップしなかった。	-	人為ミス 設計ミス	N/CR-3992
83.05.17	FL. St. Vrain (HTGR/GA) (0)	2ヵ月間冷態停止状態に置かれていたとき、雪と嵐のために外部電源設備で、トラブルが発生した。EDG1Bが起動し、外部電源と並列した480V母線に接続された。この時、EDG1Aは保守中であった。外部電源の喪失により1Bが過負荷状態に陥りトリップし全交流電源喪失となった。25分後に1Bは再起動された。	105	悪天候 (風雪)	83-018 NSAC-144 N/CR-3992 NUREG-1410
83.10.08	Farley-2 (PWR/WH) (0)	燃料交換停止中に230kV開閉所の遮断器が故障した。故障した遮断器を隔離するため、その前後の遮断器も開いたため、起動変圧器と予備変圧器への給電が停止し、外部電源が喪失した。2台のEDGが起動に成功し、安全母線への給電は確保された。片方の変圧器は2時間45分に、もう一方は3時間17分後に復旧した。	165	機器故障	NSAC-144 N/CR-3992 NUREG-1410
84.01.08	Palisades (PWR/CE) (0)	故障した遮断器を隔離するため、外部電源からの給電を停止することとしたが、このときEDGの1台は保守中であり、また稼働可能なEDGのサーピスポンプも保守中であった。外部電源からの給電を停止する前に冷却水の供給なしでEDGが起動され、50分後に過熱したため手動で停止した。外部電源は3分後に復旧された。	-	人為ミス	84-001 NSAC-144 NUREG-1410 IN84-44

図 9(4) 米国の主な外部電源喪失事象 (1)

発生日	発電所名 (炉型/ベンダー) (出力(%))	概要	喪失時間 (分)	原因	LER No. 文献
84.06.05	Salem-1 (PWR/WII) (0)	1号機は、燃料交換停止中に大幅なプラント全体の保守を行っていたため、3本あるバイタル母線1Bと3組ある蓄電池の1台は供用外とされていた。また、バイタル母線1Aの自動切り換えリレーは、2号機での使用のため取り外されていた。このような状況のもとで、バイタル母線1Aの遮断器を試験のため開けたところ、全停電リレーが作動し、残るバイタル母線1Cへの給電も停止した。2台のEDGが起動したが、1CのEDGは蓄電池が供用外であったため、遮断器が閉じず給電できなかった。	-	機器故障	NSAC-144 NUREG-1410
84.08.24	Connecticut Yankee (PWR/WII) (0)	2本の115kV線の1本と2台の所内変圧器の1台への給電が保守のため遮断された。分解点検した循環水ポンプの起動中に、送動リレーが作動し、残りの所内変圧器が開放され、外部電源が全て喪失した。2台のEDGが起動したが、その内の1台は母線との接続に失敗した。	-	機器故障	NSAC-144 NUREG-1410
85.05.17	Turkey Point-3, 4 (PWR/WII) (0, 100)	変電所の近くで火災が発生し、500kV送電線による送電が停止した。この変電所からの送電停止により外部電源が喪失した。31分後に起動変圧器を経由した外部電源からの給電が再開したものの電圧が安定せず、所内に給電されたのは2時間5分後であった。	125	その他 (火災)	85-011 NSAC-144 NUREG-1410
85.09.27	Millstone-1, 2 (PWR/GE) (0, 0)	ハリケーンに備えるため1, 2号機を停止した。その40分後にハリケーンのために外部電源が全て喪失した。EDGによって電源は確保された。1号機への外部電源は、3時間31分後に回復したが、2号機には、1号機の屋外母線を経由するようになっていたため、インターロックをバイパスするのに手間取り、27kV送電線からの給電は電源喪失後5時間30分後に可能となった。	330	悪天候 (ハリケーン)	85-018 NSAC-144
86.01.28	Robinson-2 (PWR/WII) (80)	不足電圧リレーのヒューズが切れ、安全母線E-2への給電が喪失した。EDGのBは修理中であったためE-2への給電が行なえず、各種計装系への給電が喪失したことにより原子炉がトリップした。起動変圧器に切り換わった1秒後に115kV送電線がロックアウトしたため、全ての外部電源が喪失した。EDG Aが自動起動し、給電された。	100	機器故障	86-005 NSAC-144

図 9(5) 米国の主な外部電源喪失事象 (2)

発生日	発電所名 (炉型/ベンダー) (出力(%))	概要	喪失時間 (分)	原因	LER No. 文献
87.07.14	Palisades (PWR/GE) (77)	保守作業中に放水装置が誤作動し、放水によりアークが発生し、起動変圧器の端子が破損した。その結果、起動変圧器へ給電している母線が隔離された。母線の隔離によりクーリングタワーへの給電がストップし、原子炉が停止したため、所内変圧器からの給電もストップしたが、2台のEDGによって電源は確保された。	446	機器故障	87-024 NSAC-144
87.07.23	Calvert Cliffs-1, 2 (PWR/GE) (100, 100)	同サイトは2本の500kV線を經由し、電力系統網に接続されている。木との接触により1系統が使用不能となり、かつもう一方の送電線の回路遮断器が論理回路カードの故障により開き、外部電源が全て喪失した。3台のEDGが起動に成功し、非常用母線への給電は確保された。	118	機器故障	87-012 NSAC-144
87.10.16	Crystal River-3 (PWR/BW) (0)	起動変圧器近くの作業中に、作業員が金属製のポールを吊り上げたところ、誤ってポールが230kVの高圧線に触れたため作業員2名が重傷(一人はその後死亡)を負うと共に外部電源が喪失した。1台のEDGは保修中であったが残る1台は自動起動した。	-	人為ミス	87-021 NUREG-1410
87.11.12	Pilgrim (BWR/GE) (0)	風雪を伴う其冬の嵐が原因で外部電源が全て喪失した。強風による送電線の揺れが原因で短絡が生じ、さらに雪が閉閉所の高圧用端子を覆いつくし送電線の短絡や接地が生じ、閉閉所の341kV遮断器が開きプラントへの給電が停止した。復旧に最も遅れた外部電源は、21時間後に回復した。	660	悪天候 (風雪)	87-014 NSAC-144 NUREG-1410
89.01.03	Palo Verde-2 (PWR/GE) (100)	落雷のために安全母線へ給電している2台の工学的安全施設用変圧器のブッシングが同時に破損し、安全母線への給電が停止した。EDG2台が自動起動し、安全母線への給電は確保された。ブッシングの交換が完了し、工学的安全施設用変圧器からの給電が回復するのに18時間58分かかった。	1138	悪天候 (落雷)	89-001 NSAC-147
89.04.06	Surry-1 (PWR/WII) (0)	閉閉所での電気障害が原因で500kVの単巻変圧器が故障し同変圧器がロックアウトされた。これにより非常用母線1本と常用母線1本への給電が遮断された。制御スイッチが自動の位置になっていなかったため、EDGが起動しなかった。27分後にEDGを手動で起動した。	-	機器故障 人為ミス	89-010 NUREG-1410

図 9 (6) 米国の主な外部電源喪失事象

発生日	発電所名 (炉型/ベンダー) (出力(%))	概要	喪失時間 (分)	原因	LER No. 文献
89.06.17	Brunswick-2 (BWR/GE) (76)	4 kV電源設備の地絡地点を特定するための作業中に起動変圧器がトリップし、起動変圧器を介して給電されていた一次冷却材ポンプの電源が喪失したため手動スクラムした。これにより主発電機による発電も停止したため所内変圧器を介した給電も停止した。EDGが起動し安全母線への給電は確保された。なお、1号機の起動変圧器を経由した給電は可能であった。	90	人為ミス	89-009 NSAC-147
89.07.11	Summer (PWR/WH) (100)	保守作業中に誤って主発電機の副器用配線を短絡させ、タービン及び原子炉がトリップした。20秒後以内に近くの3基の発電所もトリップした。これにより送電網の電圧が11%低下し、EDGが起動し安全母線への給電を開始した。別の発電設備が併入され2時間10分後に電圧が正常な値に回復した。	130	人為ミス	89-012 NSAC-147
90.01.16	Dresden-2 (BWR/GE) (100)	復水/ブーストポンプのトリップを発端とし原子炉がスクラムした。所内変圧器から起動変圧器への自動切り換え中に圧力リレーの作動により起動変圧器がトリップし、常用交流母線への給電が喪失した。その後、所内変圧器を経由した所内負荷への給電喪失を予測し、EDGを手動にて起動した。	720	機器故障	90-002

図表2-10(1) 米国におけるEDGの主な故障例

故障の発生位置等	発生年月日	発電所名	概要	出典 (IRS番号)
制御系	81/01/02	Hillstone-2	運転員が、125V直流電源系の主遮断器を不用意に開いたため、2系統ある非常用電源系の1系統の喪失となり、原子炉はトリップした。タービンは直流電源系が喪失していたため自動トリップしなかったため、30秒後に手動でトリップした。タービントリップと1系統の直流電源系の喪失により2つある交流電源系の1つが外部電源の部分喪失となったので、2台のEDGが起動した。しかし、1台は非常用直流電源系の復旧に伴う誤信号によって、もう1台については抽機冷却系の海水がスプレイ状にEDGにふりかかり、ガバナ制御が不調となったため、ともにトリップした。	40-2
冷却水系	81/11/19	Dresden-3	運転中の他のユニットの停止準備のために、1台のEDGを運転していたところ、EDG冷却水の温度が高くなったので調査のため停止した。冷却水ポンプの出口の止弁のディスクがはずれ、配管を閉塞していた。他のEDGも点検したところ、同様な劣化が認められた。	153-02
冷却水系	81/10/23	Dresden-3	EDG冷却水ポンプ系にある逆止弁が故障し、サーベランス試験時にエンジン温度高で、EDGはトリップした。同様な事例が1981年10月23日、11月19日及び12月1日にも発生している。3つあるうちの2つの逆止弁で、ディスクが破損し、残る1つについては、弁のヒンジが壊れていた。分離したディスクの1つは、ほぼ冷却水の全流量をさえぎるように吐出側につかえていた。さらに、1つのポンプでは、度重なるベントによってベアリングに過度の摩耗が生じていた。	199-03

図表2-10(2) 米国におけるEDGの主な故障例

故障の発生 位置等	発生年月日	発電所名	概要	出典 (IRS番号)
制御系	82/06/02	Calvert Cliffs-2	1号炉が燃料交換のための停止中で、2号炉が全出力運転中に、1号炉のEDG-1を保守のため供用外とした。また、保守のために2号炉の所内変圧器を供用外とした後2号炉用のEDG-2を外部電源と並列に全負荷とした。その後EDG-2がトリップし、共用のEDG-1/2が起動したが、30分後にトリップし、結果として30分間全てのEDGは喪失状態となったが、この間プラントへの電力は外部電源から確保された。EDG-2がトリップしたのは外部電源との並列運転中に、電圧調整器のドリフトによるものであった。当該EDGは常々他に比べて大きいドリフトを示していた。このドリフトによって無効負荷が生じ、昇磁喪失を検知することとなり、保護リレーをトリップさせたものである。EDG-1/2のEDGがトリップしたのは、EDG-2との並列運転中に、EDG-2の電圧が上がったとき、無効負荷が生じたためである。	252
冷却水系	82/01/07	Brunswick-1	EDGの保守点検中にディーゼル・ジャケット水の吐出圧の変動が観測されていた。ディーゼルは水圧低でトリップし、自動運転ができなくなった。ディーゼル・ジャケット水のエンジン駆動ポンプを点検したところ、シフトとカップリング板をつないでいる合わせピンの破損の原因は過大な起動回数(1600回)による金属疲労であった。さらに、合わせピンの損傷によって駆動板の側面の8本の押えねじも設計トルクを超えたため損傷させていた。	253
制御系	82/06/22	Quad Cities-2	当該サイトには、EDG-1、EDG-2及びEDG-1/2の3台のEDGが設置されている。EDG-1が保守のための供用外であった時に2号炉の予備補助変圧器を補修のため供用外としたところ、運転員が誤って、2号炉の4kV母線のフェーズを抜いてしまったため、原子炉がトリップし、2号炉の常用交流母線が喪失した。このためEDG-2、EDG-1/2が自動的に起動した。22分後、原子炉補機冷却系ポンプが起動したとき、EDG-1/2は制御系のリレーの故障によって停止し、多くの警報が鳴るとともに、中央制御室の計装系が喪失した。さらに、EDG-1/2の喪失により、運転中であった1号炉では、所内非常用交流電源が喪失した。30分後2号炉の外部電源が復旧した。	258

図表2-10(3) 米国におけるEDGの主な故障例

故障の発生 位置等	発生年月日	発電所名	概要	出典 (IRS番号)
ディーゼル機 関本体	83/08/12	Shoreham	プラントの建設中にEDGの2時間過負荷試験を行った。この試験中EDG1基のクランクシャフトが破損した。残る2基についても点検したところ、同様な位置及び方向に亀裂が見付かった。さらに、24ある結合棒ベアリングの4つでベアリング胴での亀裂も見された。クランクシャフトが壊れた原因は基本設計でのミスである。ベアリング胴の亀裂の原因としては、ベアリングの終端にサポートがなくオーバーハングしていたこと、クランクピンの片ゆれが大きかったこと、アルミニウム製ベアリング胴に大きな穴またはボイドが存在したことが寄与したものである。	459
補機冷却系	84/01/08	Palisades	燃料交換のための停止中、2基中1基のEDGが運転不能であった。故障している開閉所遮断器を隔離するために外部電源を切離す必要があった。運転手側では2基のEDGが運転可能でなければならないのに当直長は切り離しを行うことを決定した。さらに運転員は、補機冷却系ポンプが1台も運転されていないことを認識していなかった。(これらのポンプは運転中のEDGから電力供給されEDG等を冷却する。)従って、1基のEDGのみが起動され外部電源が切り離され、EDGを冷却水なしで50分運転したところで、過熱したため手動で停止した。	460
制御系	84/10/23	Vermont Yankee	全出力運転中、分離独立した2つの差動保護リレーのうちの1つが故障によってEDG2基が16時間に渡って運転不能となった。差動保護リレーの2番目の故障後原子炉停止操作を開始し、1基のEDGが復旧した22%出力時点で原子炉停止操作を中止した。2台の発電機差動保護リレーが誤作動したのは、理由は明確ではないが、バグが故障したことによるもので寿命または通常下での疲労の蓄積が原因と推定されている。	499
冷却水系、 起動空気系	84/ /	North Anna-2	1984年10月19日～1985年3月15日にかけて、2号炉の2つのEDGで合計9回のトリップ(内1回は、ジャケット冷却水温度高であり、残る8回はクランクケース圧力高)及び1回の起動失敗が発生した。ジャケット冷却水温度高は、温度スイッチの校正ミスである。起動失敗は、起動空気系の問題によるものであった。クランクケース圧力高に関しては、補作作業上のミスと推定されている。これらの故障により3度のデマンドがあったが非常用電源の供給に失敗し、合計10日間発電ができなかった。	541

図表2-10(4) 米国におけるEDGの主な故障例

故障の発生位置等	発生年月日	発電所名	概要	出典 (IRS番号)
燃料油系、人的過誤	85/03/14	Catawba-1	30%出力で初期起動試験を行っていた時、2基のEDG(1A及び1B)が運転不能であるのが発見された。調査の結果以下のことが判明した。EDG-1Aの運転性能試験の際に起動したとき約49分後に燃料油系の故障で運転不能となった。EDG-1Aが運転不能となった結果としてEDG-1Bを起動させる必要があったが通常通りには起動しなかった。EDG-1Aの運転不能に関しては燃料油系のフィルタ及びストレーナが詰まり、差圧ゲージの均圧弁が開いているのが発見された。EDG-1Bに関しては、EDG制御用の2つの遮断器が開いているのが発見された。先に運転員が1Bのパネルの焼損表示灯を交換しようとして、ソケットにたまったゴミにより短絡し、2つの遮断器をトリップさせたものである。	591
燃料油系	86/06/27	Arkansas One-2	燃料交換停止中に、EDGの24時間耐久試験を行ったところ、エンジンは燃料油切れ状態を示した。ディーゼルを停止し、燃料油供給系を点検した。エンジンと燃料のデイトンク間の燃料供給管上のYストレーナを開けたところ、スクリーンが汚れて、エンジンへの燃料の流れを阻害していた。デイトンク内を調査したところ内面にスラッジがたまっているのが判明した。また、燃料油を分析した結果、(酸化による)劣化と生物学的汚染によって粒子化しているのが判明した。	718
燃料油系	83/10/22	Grand Gulf-1	7日間の監視運転を行ったところ、試験開始後約27時間後に、EDG2つの燃料油フィルタ差圧計測ラインで漏れが発生した。当該EDGの運転不能が宣言された。原因は、エンジンの空気だめと配管が振動してこすれ破断したものである。全てのEDGの燃料油用配管についても点検したところ同様な損傷が発見された。	739-G1

図表2-10(5) 米国におけるEDGの主な故障例

故障の発生位置等	発生年月日	発電所名	概要	出典 (IRS番号)
換気系	87/09/03	Fort Calhoun-1	EDG-2の計画的定期試験を行ったところ、エンジン冷却水温高でトリップした。原因調査の結果、ディーゼルのラジエータを冷却するための排気ダンプが開かなかったのが原因であった。排気ダンプが開かなかった原因は、その開閉を行う空気モーターに水が入っていたためである。当該炉では、計装用空気系と消火系とがインターフェースを持つようになっており、計装用空気系に水が混入して様々なトラブルを発生しており、本事例はEDG-1も含めた安全関連機器を機能喪失に至らせる共通原因故障の可能性を示した。	875
冷却水系	90/03/20	Vogtle-1	保安要員に付派されたトラックの運転者は、空気圧縮器及び溶接機械に燃料を入れるために防護区域に入り、その退域の際、バックしていたところ230kV送電線支柱にトラックを衝突させたため送電線が地絡し、バイタル交流母線が喪失した。その結果、非常用母線の回路遮断器が開き、非常用母線の低電圧保護リレーが働いて非常用ディーゼル発電機が自動起動した。しかし、約1分後ディーゼル発電機はトリップした。約20分後、ディーゼル発電機の再起動を試みたがまた1分後にトリップした。非常用母線への給電が喪失したことによって36分間副機熱除去機能が喪失し、この間に一次冷却材温度は90°F(32.2°C)から136°F(57.7°C)に上昇した。本事例に対して、設置者は「サイト緊急事態」を宣言した。EDGが2度トリップした原因は、ジャケット水冷却系の水温計の故障と推定されている。	1088-04
制御系	90/04/01	Byron-1	1990年4月、Byron-1,-2、Braidwood-1,-2でEDGのサーベランス試験を行ったところ、EDGは起動したもののスピードが大きく変動し、EDGは運転不能であった。EDGの電気ガバナ速度制御回路に電力を供給する回路の抵抗器の故障によって自動速度制御が行われなかったことが判明した。同様な事例が、1989年12月、Nine Mile Point-2でも発生している。原因は抵抗器の自然劣化または摩耗である。	1127-G0

図表2-10(6) 米国におけるEDGの主な故障例

故障の発生位置等	発生年月日	発電所名	概要	出典 (IRS番号)
制御系	91/08/20	Waterford-3	サーベランス試験中にEDGが起動した後、速度変動を起こした。調査の結果、電力供給回路中に並列に接続された電圧効果抵抗器の一方の故障が速度変動の原因であった。設置者は予防保全プログラムとして18ヶ月毎に抵抗器を交換していたが、抵抗器は短時間で故障したものであった。	1127-G1
換気系	90/06/25	Fort Calhoun-1	EDG-1の全負荷試験中に、静止励磁器回路の抵抗器の故障により発電機出力が不安定であるため試験を中止した。抵抗器が故障した原因は、EDG室に設置された静止励磁器/電圧調整器盤の温度上昇によるもので、盤の換気が不適切であった。EDG-2でも同様であるため共通原因故障の可能性があった。設置者の調査により、室温の上昇によってEDGの運転効率が低下し、劣化を促進させることが判明した。根本原因は設計ミスである。	1151
冷却水系	91/06/16	San Onofre-2	EDGの定期試験の準備を行っていたところ、ディーゼルエンジンのシリンダー内に2~3%の水がたまっているのが発見された。ヘッドガスケットで発生した漏洩経路を通じてジャケット冷却水がシリンダー内に漏れ込んだのが原因である。水や燃料油は非圧縮性であるため、シリンダー内にある程度の液体が存在すると圧縮ストロークにおいて流体固着現象が起こり、エンジンが破損するところであった。事実、1988年にPalo Verdeでシリンダーの亀裂を通して水が漏れ込んだまま起動したため、エンジンが著しく損傷した事例もある。	1245

図表2-11(1) 〽に報告されている直流電源系の蓄電池、〽等の故障例

出典 (IRS番号)	発生年月日	発電所名 (炉型/国名)	概要
0332	83/04/04	Fitzpatrick (BWR: 米国)	125V直流電源系で部分地絡警報が中央制御室で鳴ったので、目視点検を行ったところ、125V直流電源系Bの3つのセルで亀裂が発生し、蓄電池液が漏れているのが発見された。地絡したのは、この蓄電池液を通して導通経路が形成されたためであった。蓄電池を隔離してさらに調査したところ、もう1つのセルでも地絡していた。さらに、125V直流電源系A及びBの全セルを点検したところ、39のセルで貫通には達していない亀裂が発見された。同様な事例が1977年にも発生している。
0835	87/02/18	Leibstadt (BWR: スイス)	非常用熱除去系の蓄電池の点検を行ったところ、幾つかのセルが保安規定に定められた値から逸脱しているのが発見された。そこで容量試験を行ったところ、電圧値が規定値以下で、許容できない程度になっていたため、試験を中止し蓄電池が運転不能であることが宜せられた。調査の結果、108箇のセルの内、規定の容量を満たしているのはわずかに42個であった。220V及び24Vの全ての蓄電池についての点検の結果、24V蓄電池の約4.5%、220V蓄電池の約4.3%が規定値を満足していなかった。これらは全て交換された。蓄電池容量が劣化した原因は、浮動充電の電圧不足のために陰極でSO ₂ が析出したためであった。なお、1988年3月3日に行われた容量試験でも、劣化したセルが発見されている。
0932	88/	Quad Cities-2 (PWR: 米国)	長期間に渡り、125V直流電源系の陰極側で地絡したまま運転を継続していた。この期間に非常用ディーゼル発電機の自動起動回路の陽極側で瞬間的な地絡が起きて、その回路中のヒューズがとび、自動起動機能が6ヶ月に渡って喪失していたことが18ヶ月サーベランス試験で発見された。
	不明	Oconee (PWR: 米国)	約4ヶ月に渡り、125V直流電源系の地絡警報が鳴ったまま運転を継続していた。この間、手順書に定められていなかったため、地絡検知警報系についての点検は行われなかった。保守のための点検の結果、このシステムは運転不能が宜せられた。なお、このシステムは1976年以来一度も校正されていなかった。
	不明	D. C. Cook-1 (PWR: 米国)	約7ヶ月に渡って、直流電源系の陰極側で地絡したまま運転を継続していた。地絡したまま運転を継続することや、他に地絡が発生しても既に発生している地絡に隠されてしまった場合の安全評価はNRCが要求するまで行われなかった。
	86/	Byron-1 (PWR: 米国)	原子炉がトリップし、補助給水系が起動した。原因は、125V直流電源系の陽極及び陰極で地絡したため、急速閉ソレノイドが励磁され、主蒸気隔離弁が閉となったため、蒸気発生器水位異常低により原子炉がトリップしたものである。

図表2-11(2) IRSに報告されている直流電源系の蓄電池・充電器等の故障例

出典 (IRS番号)	発生年月日	発電所名 (炉型/国名)	概要
	85/	Kewaunee (PWR:米国)	中央制御室でスイッチが「停止」を示す緑になっているのにも拘わらず、冷却材ポンプが回転しているのに運転員が気付いた。調査の結果、4160Vスイッチギアの制御回路の125V直流電源系で地絡したために冷却材ポンプが暴走したことが判明した。
	82/	McGuire-1 (PWR:米国)	蓄電池不具合警報が鳴った後、加圧器逃し弁の開閉表示灯がどちらも点灯せず、作動しないことが判明した。原因は、地絡によって制御回路のヒューズがとんでいるのが発見された。
	82/	Pilgrim (PWR:米国)	125V直流電源系で地絡警報が鳴った。地絡したところは電動弁のリミットスイッチであった。引き続き、高圧注入系の運転不能が宣せられた。
0969	88/07/29	Peach Bottom-2 (LWR:米国)	125V直流電源系の所内蓄電池の陰極での銅汚染がNRCに報告された。合計19のセルで陰極板に銅が沈着しているのが発見された。
	87/	St. Lucie-1, 2 (LWR:米国)	240ある蓄電池セルの内、97のセルで陰極板に銅が沈着して、変色しているのが発見された。電流容量を高めるために銅を陽極側の端子棒として用いることは通常行われているが、鉛被覆で蓄電池液が侵食しないようになっている。銅汚染の原因は製造段階での取り付けミス等により鉛被覆が剥けたものである。陰極板への銅の沈着が進行すると蓄電池容量の劣化となる。対策として、蓄電池のサーベイランス時に、電圧測定、密度点検に加えて、週1回陰極板の変色も点検することとした。
	86/	Duane Arnold (LWR:米国)	120ある蓄電池セルの内、12のセルの陽極板が劣化しているのが発見された。原因は、極板の溶接材の不純物のガルバニック作用と推定されている。対策として、劣化したセルは毎日目視点検することとした。
0970	87/12	Mine Mile Point-1 (BWR:米国)	燃料交換のための停止中に、125V直流電源系の改良を行い、その評価を行った。その結果、蓄電池充電器(MCセット)の遮断器に関して供給電圧上の問題が起り得ることが判明した。この遮断器の製造業者によれば、遮断器の動作に必要な最小電圧は90Vで、保安規定上の規定値も蓄電池端子で106V以上となっている。しかし、評価の結果、計算値で蓄電池端子で114Vの電圧があっても、充電器を交流電源系につなぐための遮断器の開動作に大きな電流が必要となり配線での電圧降下のため90Vを確保できない。もし、外部電源喪失となったとき、非常用電源系に充電器をつなぐときに十分な電圧がかからず、遮断器が開とならなければ、蓄電池がそのまま枯渇することになる。

6-7-77

図表2-11(3) IRSに報告されている直流電源系の蓄電池・充電器等の故障例

出典 (IRS番号)	発生年月日	発電所名 (炉型/国名)	概要
1104	90/02/11	River Bend-1 (BWR:米国)	定格出力運転中に蓄電池の予防保全を行っていたところ、蓄電池を均等充電モードにしたとき突然、規定値の10%を超える電圧上昇が発生した。この電圧上昇により、母線につながっているTopaz社製インバータが自動的に停止したため、多くのRosemount社製伝送器トリップユニットが非動作状態になった。運転員は、伝送器トリップユニットへの電力供給を再開したときに想定していない機器・システムが作動する可能性があることを知っていたが、充電器への電圧を下げたためインバータは自動的にリセットされ、伝送器トリップユニットへの電力供給が再開された。電源喪失によって、伝送器への入力は一瞬ゼロとなっていたため、電力供給が再開された時点でトリップユニットが作動し、定格出力運転中にも拘わらず、原子炉水位及び圧力の低い警報を検知し、低圧注入系(LPCI)トレインB及びCの電動弁を自動的に開とした。この結果、低圧設計の残留熱除去系と高圧の一次冷却材系とは1つの逆止弁のみで隔離された状態となった。万が一、逆止弁が故障したらシステム間LOCAが発生するところであった。
	89/04/14	Hope Creek (BWR:米国)	定格出力運転中に、Topaz社製インバータを復旧しようとしたところ、運転員が誤って充電器に高電圧をかけたため電圧変動が生じ、LOCA信号が発信してしまった。高圧注入系が起動し低圧注入系及び炉心スプレイ系は運転不能となった。当該炉では、1987年～88年にかけて同様事例が3件発生している。
	84/01/03 及び 85/02/23	Grand Gulf (BWR:米国)	冷態停止中に、蓄電池を均等充電モードにしたとき、電圧上昇が発生した。この結果、Topaz社製インバータが自動的にトリップし、工学的安全施設が起動し、冷態停止中の原子炉への注入が発生した。

6-7-75